Deutscher Bundestag **Drucksache 14/7732**
14. Wahlperiode 23. 10. 2001

Unterrichtung
durch die Bundesregierung

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Zweite Überprüfungstagung im April 2002

Inhaltsverzeichnis

Zugeleitet mit Schreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit vom 19. Oktober 2001.

Seite

Abbildungsverzeichnis

Seite

Tabellenverzeichnis

Abkürzungen

BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMBF	Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit – Bundesumweltministerium –
DWR	Druckwasserreaktor
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LAA	Länderausschuss für Atomkernenergie
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SSK	Strahlenschutzkommission
SWR	Siedewasserreaktor
WANO	World Association of Nuclear Operators

Einführung

Im Hinblick auf den verfassungsrechtlichen Schutz des menschlichen Lebens sowie den Schutz der Gesundheit der Bevölkerung wurde in Deutschland eine Neubewertung der Gefahren der Kernenergienutzung vorgenommen. Als Ergebnis dieser Abwägung auf der Grundlage heutiger Erkenntnisse und Erfahrungen wird die Bundesrepublik Deutschland die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Stromerzeugung geordnet beenden. Der Ausstieg wird durch die Befristung der Regellaufzeit der Kernkraftwerke auf 32 Jahre seit Inbetriebnahme umgesetzt.

Nach Auffassung der Bundesregierung ist das bisher vom Gesetzgeber als sozialadäquat hingenommene „Restrisiko“ der gewerblichen Nutzung der Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung im Hinblick auf das bei einem Unfall mögliche Schadensausmaß nur noch für einen begrenzten Zeitraum hinnehmbar. Auch die Risiken der Entsorgung und der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente sowie des Missbrauchs von Kernbrennstoffen erfordern nach Auffassung der Bundesregierung eine baldige und endgültige Beendigung der Kernenergienutzung. Dieser Beschluss wird von einer breiten Mehrheit der Bevölkerung getragen.

Die 1959 mit dem Atomgesetz getroffene Entscheidung zugunsten der friedlichen Nutzung der Atomenergie beruhte auf einer gesetzgeberischen Abwägung der Vorteile mit den Risiken für Leben und Gesundheit der Bevölkerung. Die Notwendigkeit, die Kernenergienutzung zu beenden, ergibt sich für die Atomaufsicht des Bundes aus der Neubewertung ihrer Risiken und der dazu seit Beginn der Nutzung der Kernkraft zur Elektrizitätserzeugung weltweit gewonnenen Erkenntnisse über den Betrieb von Kernkraftwerken, die Entsorgung radioaktiver Abfälle, die Wiederaufarbeitung und den Missbrauch von Kernbrennstoffen. Zugleich dienen diese Regelungen zur Befriedung eines tiefgreifenden gesellschaftlichen Konflikts. Die bestehenden Risiken, die bislang als sozialadäquate Restrisiken toleriert wurden, sind, soweit der deutsche Gesetzgeber auf sie einzuwirken vermag, nach Auffassung der Bundesregierung nur noch für einen begrenzten Zeitraum hinnehmbar. Sie sind nur durch einen Verzicht auf die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität aus deutschen Anlagen zu beseitigen. Deshalb wird an der mit dem Atomgesetz von 1959 getroffenen Entscheidung zugunsten der Kernenergie nicht mehr festgehalten.

Auch wenn nach dem Atomgesetz gegen mögliche Schäden Vorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik getroffen sein muss und auf dieser Grundlage bei den in Deutschland betriebenen Kernkraftwerken ein international vergleichsweise hohes Schutzniveau gewährleistet ist, zeigt die internationale Erfahrung – wie das Beispiel Tschernobyl eindringlich bewiesen hat –, dass die Möglichkeit von Unfällen mit großen Freisetzungen nicht lediglich theoretisch existiert. Die seit Beginn der Atomenergienutzung gesammelten Erfahrungen belegen darüber hinaus, dass immer wieder neue, zuvor nicht erkannte Risiken auftreten. Hieran ändern auch alle an den Kernkraftwerken vorgenommenen sicherheitstechnischen Verbesserungen grundsätzlich nichts.

Die Bundesregierung schätzt auch das Strahlenrisiko auf Grundlage des Ergebnisses einer Neubewertung empirischer Daten durch die Internationale Strahlenschutzkommission, höher ein, als es zurzeit der Genehmigungen der deutschen Kernkraftwerke auf Grundlage des Atomgesetzes aus dem Jahre 1959 angenommen worden war.

Einen weiteren Grund für den Atomausstieg sieht die Bundesregierung in der weithin ungesicherten Entsorgung hochradioaktiver Abfälle. Der Schutz von Leben, körperlicher Unversehrtheit, Gesundheit der Bevölkerung und der natürlichen Lebensgrundlagen gebietet, dass radioaktive Abfälle für immer sicher von der Biosphäre getrennt aufbewahrt werden. Das Problem der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle ist weltweit praktisch zurzeit noch nicht gelöst. Die radioaktiven Abfälle können die Nachwelt belasten. Der Atomausstieg begrenzt demgegenüber das Entstehen weiteren radioaktiven Abfalls aus Kernkraftwerken.

Die Atomenergienutzung erfüllt nach Auffassung der Bundesregierung auch nicht die Anforderungen an eine nachhaltige Energieversorgung im Sinne der AGENDA 21, d. h. eine Energieversorgung, die nicht auf Kosten künftiger Generationen wirtschaftet.

Mit der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 respektiert die deutsche Wirtschaft die Entscheidung der

Bundesregierung, die Stromerzeugung aus Kernenergie geordnet zu beenden und auf die Umsetzung der neuen Energiepolitik hinzuarbeiten. Wesentliche Eckpunkte dieser Vereinbarung sind:

- Die Laufzeiten der Kernkraftwerke werden auf eine regelmäßige Gesamtlaufzeit von 32 Jahren nach Maßgabe des so genannten Strommengenmodells begrenzt. Dabei wird die Gesamtlaufzeit für jedes einzelne Kernkraftwerk in Strommengen umgerechnet. Die jeweils erzeugten Strommengen sind monatlich dem Bundesamt für Strahlenschutz zu melden. Die Vereinbarung lässt die Übertragung von Stromproduktionsrechten zwischen den Kernkraftwerken zu, grundsätzlich aber nur von älteren auf neuere und von kleineren auf größere Anlagen. Über Ausnahmen vom Grundsatz „alt auf neu“ muss eine Monitoring-Gruppe befinden.
- Sondervereinbarungen gibt es für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich, das nicht mehr in Betrieb genommen wird und für das der Betreiber eine Stromgutschrift zur Übertragung an bestimmte andere Anlagen erhält.
- Für das – besonders nachrüstungsbedürftige – Kernkraftwerk Biblis A wird bei Einhaltung einer definierten Reststrommenge ein Nachrüstungsprogramm festgelegt (Kapitel 14 (ii)).
- Bei der Sicherheit der Kernkraftwerke gibt es keine sicherheitstechnischen Abstriche. Es bleibt bei den dynamischen Anforderungen des Atomgesetzes nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Bundesregierung wird keine Veränderungen der bewährten deutschen Sicherheitsphilosophie vornehmen. Erstmals werden obligatorische, periodische, alle zehn Jahre stattfindende Sicherheitsüberprüfungen für die Kernkraftwerke im Atomgesetz festgeschrieben (Kapitel 10).
- Die atomrechtliche Deckungsvorsorge für den Fall von Unfällen in Kernkraftwerken wird auf 2,5 Milliarden Euro erhöht, also verzehnfacht.
- Die Abgabe bestrahlter Brennelemente in die Wiederaufarbeitung wird bis 2005 beendet. Mit diesem Schritt und mit der Einrichtung dezentraler Zwischenlager an den Standorten der deutschen Kernkraftwerke wird die Zahl der Atomtransporte stark verringert. Künftig wird die Zahl der Transporte auf bis zu ein Drittel reduziert, wenn die abgebrannten Brennelemente auf dem Anlagengelände zwischengelagert und nur noch nach Beendigung der Zwischenlagerung ins Endlager gebracht werden müssen.
- Die Erkundung des Salzstocks in Gorleben als Endlagerstandort wird unterbrochen. Dies schafft während der Moratoriumszeit von bis zu zehn Jahren den notwendigen zeitlichen Freiraum, konzeptionelle und sicherheitstechnische Fragen zu klären.

Die am 14. Juni 2000 paraphierte Vereinbarung wurde am 11. Juni 2001 von der Bundesregierung und den Stromversorgungsunternehmen EnBW, E.ON, HEW und RWE unterzeichnet. Obwohl die Vereinbarung keine rechtliche Bindungswirkung entfaltet, enthält sie aber eine Fülle von vereinbarten Maßnahmen, die derzeit von den Beteiligten umgesetzt werden:

- Wichtigste Maßnahme ist die Novellierung des Atomgesetzes. Hiermit werden zentrale Elemente der Vereinbarung umgesetzt. Der Entwurf wird derzeit zwischen den Bundesressorts abgestimmt. Wann das Gesetz in Kraft treten kann, hängt vom weiteren parlamentarischen Verfahren ab.
- Zum Kernkraftwerk Biblis A wurde ein Nachrüstmaßnahmen-Katalog erarbeitet, um bestehende Sicherheitsdefizite möglichst kurzfristig und zielgerichtet zu beheben (Kapitel 14 (ii)).
- Eine „Ständige Koordinierungsgruppe Transporte“ hat sich Ende August 2000 unter Vorsitz des Bundesumweltministeriums konstituiert. Sie soll insbesondere den unabweisbaren Transportbedarf feststellen, aber keine neue Bedürfnisprüfung einführen.
- Das Bundesamt für Strahlenschutz führt die Genehmigungsverfahren für die Zwischenlager an den Standorten der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke zügig durch. Dies gilt auch für die zusätzlichen Genehmigungsverfahren für Interimslager an einigen Standorten, d. h. für Zwischenlösungen bis zur Fertigstellung der dezentralen Zwischenlager, die der Transportvermeidung dienen sollen.

- Die Wiederaufarbeitung setzt den Nachweis der schadlosen Verwertung zurückgenommener Wiederaufarbeitungsabfälle voraus. Anforderungen an Art und Inhalt dieses Verwertungsnachweises sollen durch eine neue Vorschrift im Atomgesetz konkretisiert werden.
- Die Erkundung des Salzstocks Gorleben ist am 1. Oktober 2000 für mindestens drei, höchstens jedoch zehn Jahre unterbrochen worden. Die Unterbrechung wird dazu genutzt, sicherheitstechnische und konzeptionelle Fragen der Endlagerung zu klären sowie wissenschaftlich fundierte Endlagerkriterien und ein nachvollziehbares Auswahlverfahren in einem pluralistischen Prozess festzulegen. Für diese Aufgabe wurde der Arbeitskreis „Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ im Februar 1999 eingerichtet.
- Der Betreiber des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich hat am 12. Juni 2001 den atomrechtlichen Antrag auf Stilllegung und Rückbau der Anlage gestellt.

Für die Restlaufzeit der Kernkraftwerke ist deren sicherer Betrieb zu gewährleisten. Hierzu ist eine effiziente und wohl informierte atomrechtliche Überwachung unbedingte Voraussetzung. Um dies auch weiterhin zu gewährleisten, werden die zuständigen staatlichen Stellen in Deutschland die erforderlichen finanziellen Ressourcen, die fachliche Kompetenz des Personals, die Personalstärke sowie eine zweckmäßige und effiziente Organisation sicherstellen. Die staatliche Aufsicht wird Maßnahmen ergreifen, um dies im gleichen Sinne bei den Betreibern der Anlagen zu gewährleisten.

Die Bundesregierung steht zu den bestehenden internationalen Verpflichtungen Deutschlands. Dies gilt im besonderem Maße für die Erfüllung des Übereinkommens über nukleare Sicherheit.

In der Bundesrepublik Deutschland sind durch das Grundgesetz die staatliche Pflicht, Leben und Gesundheit sowie die natürlichen Lebensgrundlagen zu schützen, die Gewaltenteilung, die Selbstständigkeit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und die Überprüfung der Verwaltungstätigkeit durch unabhängige Gerichte als Prinzipien einer demokratischen Gesellschaftsordnung festgelegt. Auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie sind die Gesetzgebung, die Verwaltungsbehörden und die Rechtsprechung als Rahmen geschaffen worden für ein System zur Gewährleistung des Schutzes von Leben, Gesundheit und Sachgütern der Beschäftigten und der Bevölkerung vor den Gefahren der Kernenergie und den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung sowie zur Regelung und Überwachung der Sicherheit bei Errichtung und Betrieb von Kernanlagen. Nach den gesetzlichen Anforderungen hat die Gewährleistung der Sicherheit im kerntechnischen Bereich Vorrang. Das Regelwerk ist konform zu international anerkannten Sicherheitsprinzipien, wie sie beispielsweise in den „Safety Fundamentals“ der IAEA festgehalten sind. Ein wichtiges Ziel der Sicherheitspolitik der Bundesregierung im Bereich der Kernenergie war und ist, dass die Betreiber von Kernanlagen im Rahmen ihrer Eigenverantwortung auch eine hohe Sicherheitskultur entwickeln.

In der Vergangenheit wurde in Deutschland mit staatlicher Förderung ein technisch wissenschaftliches Umfeld geschaffen, welches die Weiterentwicklung der zunächst in Lizenz gebauten Leichtwasserreaktoren ermöglichte. Dabei wurde ein Sicherheitskonzept entwickelt, das gekennzeichnet ist durch eine Basissicherheit der drucktragenden Komponenten, eine Aufgliederung der Sicherheitssysteme in unabhängige Redundanzen, die Gestaltung der Gesamtanlage auf gute Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur sowie Schutz gegen externe Ereignisse mit geringen Eintrittshäufigkeiten und Einführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Die Absicherung des Sicherheitskonzepts in den verschiedenen Entwicklungsschritten erfolgte durch großtechnische experimentelle Versuchsvorhaben und eigenständige Entwicklung von Rechencodes zur Störfallanalyse.

Teil der von der Bundesregierung mit den Betreibern getroffenen Vereinbarung zur Beendigung der Nutzung der Kernenergie ist die klare Verpflichtung, dass während der Restlaufzeiten der Kernkraftwerke die nach Recht und Gesetz erforderliche dynamische Schadensvorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik und damit zugleich der international geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter gewährleistet sein muss.

Mit Vorlage des zweiten Berichtes zeigt die Bundesrepublik Deutschland, dass sie das Übereinkommen über nukleare Sicherheit erfüllt. Gleichwohl besteht für die Zukunft noch

Handlungsbedarf, um das geforderte hohe Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke während der Restlaufzeiten aufrechtzuerhalten. Es gilt vor allem, den mit der Alterung der Kernkraftwerke, der Liberalisierung der Strommärkte und der Gefahr der Verringerung sicherheitstechnischer Kompetenz in einem auslaufenden Technikbereich verbundenen Herausforderungen wirkungsvoll zu begegnen (Aktivitäten der Atomaufsicht des Bundes).

Der zweite Bericht ist, wie der erste Bericht zum Übereinkommen, folgendermaßen gestaltet: Er folgt in Aufbau und Inhalt dem Übereinkommen und berücksichtigt die Leitlinien zur Berichterstellung. Die Kapitelnummerierung entspricht der Nummerierung der Artikel des Übereinkommens. Zu jeder Verpflichtung wird separat Stellung genommen. Wie in den Leitlinien zur Berichtserstellung vorgeschlagen, sind die Angaben des Berichtes generisch gehalten, anlagenspezifische Angaben werden dort gemacht, wo dies die Erfüllung des Übereinkommens im Einzelnen verdeutlicht. Eine Darstellung der Historie der Kernenergienutzung in Deutschland ist in Kapitel 6 enthalten.

Zum Nachweis der Einhaltung der Verpflichtungen werden die einschlägigen Gesetze, Verordnungen und Regelwerke erläutert, und es wird dargestellt, auf welche Weise die wesentlichen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden. Ausführungen zum Genehmigungsverfahren und zur staatlichen Aufsicht sowie zu den Maßnahmen in Eigenverantwortung der Betreiber zur Aufrechterhaltung eines angemessenen Sicherheitsniveaus sind wiederum Schwerpunktthemen des hier vorgelegten zweiten nationalen Berichts.

Bei der ersten Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im April 1999 wurde mit Blick auf die Erfüllung des Artikel 8 (2) des Übereinkommens von einigen Staaten die effektive Trennung der deutschen atomrechtlichen Behörden von wirtschaftlichen Interessen hinterfragt. Die Bundesregierung hat deshalb diese Frage aufgegriffen und ihr Prüfergebnis in dem vorliegenden Bericht ausführlich dargelegt. Im Ergebnis wird bestätigt, dass Institutionen mit Zuständigkeiten für Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke in Deutschland von Institutionen, die sich mit Nutzung oder Förderung der Kernenergie befassen, organisatorisch ausreichend getrennt sind (Kapitel 8 (2)).

Während der ersten Überprüfungskonferenz wurden auch Fragen zur Organisation des Notfallschutzes in der Bundesrepublik Deutschland gestellt. Im Bericht wird diese Thematik daher detaillierter dargestellt (Kapitel 16).

Der Berichtsanhang enthält die Auflistung der derzeit betriebenen und stillgelegten Kernkraftwerke, eine Zusammenstellung der bei der Sicherheitsüberprüfung heranzuziehenden Störfälle und auslegungsüberschreitenden Ereignisse, eine Übersicht über sicherheitsrelevante Merkmale der betriebenen Kernkraftwerke (Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens), aufgeschlüsselt nach Typ und Generation der Kernkraftwerke, und eine umfassende Liste der Rechtsvorschriften, Verwaltungsvorschriften, Regeln und Richtlinien im kerntechnischen Bereich, die für die Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens von Bedeutung sind und auf die im Bericht Bezug genommen wird.

6 Vorhandene Kernanlagen

Historische Entwicklung

Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der zivilen Kernenergienutzung wurden in Deutschland im Jahre 1955 aufgenommen, nachdem die Bundesrepublik Deutschland förmlich auf die Entwicklung und den Besitz von Nuklearwaffen verzichtet hatte und als souveräner Staat anerkannt worden war. Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm beruhte auf einer intensiven internationalen Kooperation und beinhaltete die Konstruktion einer Reihe von Prototyp-Reaktoren, die Ausarbeitung von Konzepten für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf und für die Endlagerung von radioaktivem Abfall in tiefen geologischen Formationen.

Im Jahre 1955 richtete die Bundesregierung das Bundesministerium für Atomfragen ein und Deutschland wurde Gründungsmitglied von EURATOM und der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD. Mithilfe von US-amerikanischen Herstellern begannen deutsche Elektrizitätsversorgungsunternehmen kommerzielle Kernkraftwerke zu entwickeln (Siemens/Westinghouse für DWR, AEG/General Electric für SWR).

In den folgenden Jahren wurden die westdeutschen Kernforschungszentren gegründet:

1956 in Karlsruhe (Kernforschungszentrum Karlsruhe KfK), in Geesthacht (Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt GKSS) und in Jülich (Kernforschungsanlage Jülich KFA);

1959 in Berlin (Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung HMI) und in Hamburg (Deutsches Elektronen-Synchrotron DESY);

1969 in Darmstadt (Gesellschaft für Schwerionenforschung GSI).

Viele Universitäten wurden mit Forschungsreaktoren ausgestattet.

Im Jahre 1958 wurde bei General Electric und AEG das erste deutsche Kernkraftwerk, das 15-MWe-Versuchsatomkraftwerk (VAK) in Kahl bestellt, das 1960 in Betrieb ging. Eine deutsche Reaktorentwicklung begann 1961 mit dem Auftrag an BBK/BBC für den 15-MWe-Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor [AVR] in Jülich). Er erreichte 1966 die erste Kritikalität und war bis 1988 in Betrieb. Seither ist er endgültig abgeschaltet. Leistungsreaktoren mit 250 bis 350 MWe und 600 bis 700 MWe wurden zwischen 1965 und 1970 in Auftrag gegeben.

Nach 15 Jahren deutscher Nukleartechnik bekam die deutsche Industrie erste Aufträge aus dem Ausland, den Niederlanden (Borssele) und Argentinien (Atucha). Im Jahre 1972 wurde mit dem Bau des (damals) weltweit leistungsstärksten Druckwasserreaktors (Biblis A, 1200 MWe) begonnen, der 1974 erstmals kritisch wurde. Zwischen 1970 und 1975 wurden durchschnittlich drei Blöcke jährlich bestellt (Anhang 1). Seit dieser Zeit liegt der nukleare Anteil an der Stromerzeugung in Deutschland bei etwas über 30 %.

Im Jahre 1969 gründeten Siemens und AEG gemeinsam die Kraftwerk Union (KWU) und legten die jeweiligen nuklearen Aktivitäten zusammen. Damit begann die Entwicklung von deutschen Druckwasserreaktoren, die in mehreren Schritten mit einem standardisierten 1 300 MWe DWR dem Konvoi abgeschlossen wurde. Die zuletzt in Deutschland errichteten Kernkraftwerke waren drei dieser Konvoi-Anlagen, die 1988 in Betrieb gingen.

In der Bundesrepublik Deutschland wurde je ein Prototyp für den Hochtemperatur-Reaktor als Kugelhaufenreaktor auf Thoriumbasis (THTR 300) und den Schnellen Brüter (SNR 300) mit einer Leistung von jeweils 300 MWe entwickelt. Der THTR 300 in Hamm-Uentrop wurde 1983 kritisch und nach nur fünf Betriebsjahren 1988 aufgrund sicherheitstechnischer und finanzieller Probleme endgültig abgeschaltet. Das SNR-300-Projekt in Kalkar wurde 1991 wegen ungelöster Sicherheitsprobleme und finanzieller Gründe eingestellt ohne Kritikalität erreicht zu haben.

Der andere Teil Deutschlands, die ehemalige Deutsche Demokratische Republik (DDR), begann ebenfalls im Jahre 1955 ein Nuklearprogramm zur friedlichen Nutzung der Kernenergie zu entwickeln und wurde dabei von der Sowjetunion unterstützt. Als Kernforschungszentrum wurde 1956 das Zentralinstitut für Kernphysik (ZfK) in Rossendorf bei Dresden gegründet. Dort ging 1957 ein von der Sowjetunion gelieferter Forschungsreaktor in Betrieb. Der erste kommerzielle Reaktor – ein 70-MWe-Druckwasserreaktor sowjetischer Bauart – wurde in Rheinsberg gebaut und 1966 kritisch.

Von 1973 bis 1979 wurden die vier Druckwasserreaktoren vom sowjetischen Typ WWER-440/W-230 in Greifswald in Betrieb genommen. 1989 begann die Inbetriebnahme von Block 5 (WWER 440/213). Im Zuge der deutschen Wiedervereinigung wurden dann eingehende Sicherheitsanalysen für die Kernkraftwerke sowjetischer Bauart durchgeführt und ergaben Sicherheitsdefizite gegenüber dem westdeutschen Regelwerk. Wegen technischer und vor allem ökonomischer Gründe – im Wesentlichen die Unwägbarkeiten bei den Genehmigungsverfahren von Nachrüstmaßnahmen und gleichzeitig ein abnehmender Elektrizitätsverbrauch – fand sich kein Investor für die Nachrüstung der Reaktoren. Sie wurden abgeschaltet. Aufgegeben wurde auch die Errichtung der Blöcke 6, 7 und 8 (WWER-440/W-213) in Greifswald und die Arbeiten an den beiden WWER-1000 Blöcken in Stendal.

Nach der Euphorie der 50er- und 60er-Jahre hatte sich in Deutschland bald Skepsis gegenüber der Kernenergie entwickelt. Eine immer größer werdende Zahl von Bürgern setzte sich gegen die Risken der Atomenergie, insbesondere gegen einen Ausbau des Kernkraftwerkparks, zur Wehr. Namen, wie Wyhl, Brokdorf, Gorleben, Wackersdorf oder Kalkar sind Synonyme für diesen Protest. Spätestens nach dem Unfall von Harrisburg in 1979 und endgültig dann nach der Katastrophe von Tschernobyl in 1986 war deutlich geworden, dass die Risiken der Kernenergienutzung nicht nur theoretischer Natur sind. Durch den erklärten Willen der Bundesregierung zum Ausstieg aus der Kernenergienutzung, die zu der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elek-

trizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 (unterzeichnet am 11. Juni 2001) geführt hat, hat in Deutschland die geordnete Beendigung der Kernenergienutzung begonnen.

Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

Gegenwärtig sind an 14 Standorten 19 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 22 365 MWe in Betrieb. Anhang 1.1 gibt eine Übersicht über die betriebenen Kernkraftwerke, Abbildung 6.1, Seite 12, zeigt deren Standorte.

Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich mit 1 302 MWe ist seit dem 9. September 1988 aufgrund von Gerichtsentscheidungen abgeschaltet. Nach der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 wird der Betreiber die Wiederinbetriebnahme der Anlage nicht mehr weiter verfolgen. Er hat am 12. Juni 2001 den atomrechtlichen Antrag auf Stilllegung und Rückbau der Anlage gestellt.

Entsprechend der Auslegung bei der Errichtung können die Kernkraftwerke in vier Generationen bei Druckwasserreaktoren und zwei Baulinien bei Siedewasserreaktoren eingeteilt werden. Die Zuordnung zu den Generationen und Baulinien ist in Anhang 1.1 vermerkt und wird weiterhin im Bericht in den dargestellten Ergebnissen verwendet. Einige grundlegende sicherheitsrelevante Anlagenmerkmale in dieser Zuordnung enthält der Anhang 3. Sie verdeutlichen auch die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik.

Seit 1988 trägt die Kernenergie etwa ein Drittel zur öffentlichen Elektrizitätsversorgung und rund 12 % zur gesamten Primärenergieversorgung in Deutschland bei. 2000 (1999) betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 169,69 (169,72) TWh. Wie in den Vorjahren wiesen auch die im Jahr 2000 in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke wieder eine hohe Verfügbarkeit aus (Tabelle 6.1).

Tabelle 6.1

Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke

Jahr	Zeitverfügbarkeit %	Arbeitsverfügbarkeit %	Arbeitsausnutzung %
1996	88,1	87,0	82,8
1997	92,9	92,3	87,3
1998	87,4	87,2	82,7
1999	91,1	90,2	87,0
2000	91,0	90,6	85,9

Zeitverfügbarkeit (time availability): verfügbare Betriebszeit/Kalenderzeit

Arbeitsverfügbarkeit (energy availability): mögliche Energieerzeugung/Nennarbeit

Arbeitsausnutzung (energy utilization): tatsächliche Energieerzeugung/Nennarbeit

In der Bundesrepublik Deutschland bestehen Erfahrungen auf dem Gebiet der Plutonium-Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren durch den Einsatz von Mischoxid-Brennelementen (MOX). Für zehn Druckwasserreaktorblöcke ist der Einsatz von MOX-Brennelementen durch die zuständigen Landesbehörden genehmigt. Die genehmigten Einsatzmengen liegen zwischen 9 % und 50 % des Kerninventars. Bei den Siedewasserreaktorblöcken ist für das Kernkraftwerk Gundremmingen, Blöcke B und C, der Einsatz genehmigt bis zu einem Anteil am Kerninventar von 38 %. Weitere Anträge sind gestellt. MOX-Brennelemente wurden bisher bis zu 33 % des Kerninventars bei Druckwasserreaktoren und bis zu 24 % bei Siedewasserreaktoren eingesetzt.

Die derzeit erreichten oder angestrebten Entladeabbrände liegen in der Größenordnung von 40 bis 50 GWd pro Tonne Schwermetall. Durch die von mehreren Betreibern geplante, beantragte und zum Teil bereits behördlich genehmigte Erhöhung der Anfangsanreicherung an U-235 und des Anteils an spaltbarem Plutonium bei MOX-Brennelementen können Abbrände bis über 55 GWd pro Tonne Schwermetall erreicht werden. Bei den Druckwasserreaktoren bedingt dies auch den Einsatz von mit B-10 angereicherter Borsäure.

Sonstige kerntechnische Einrichtungen

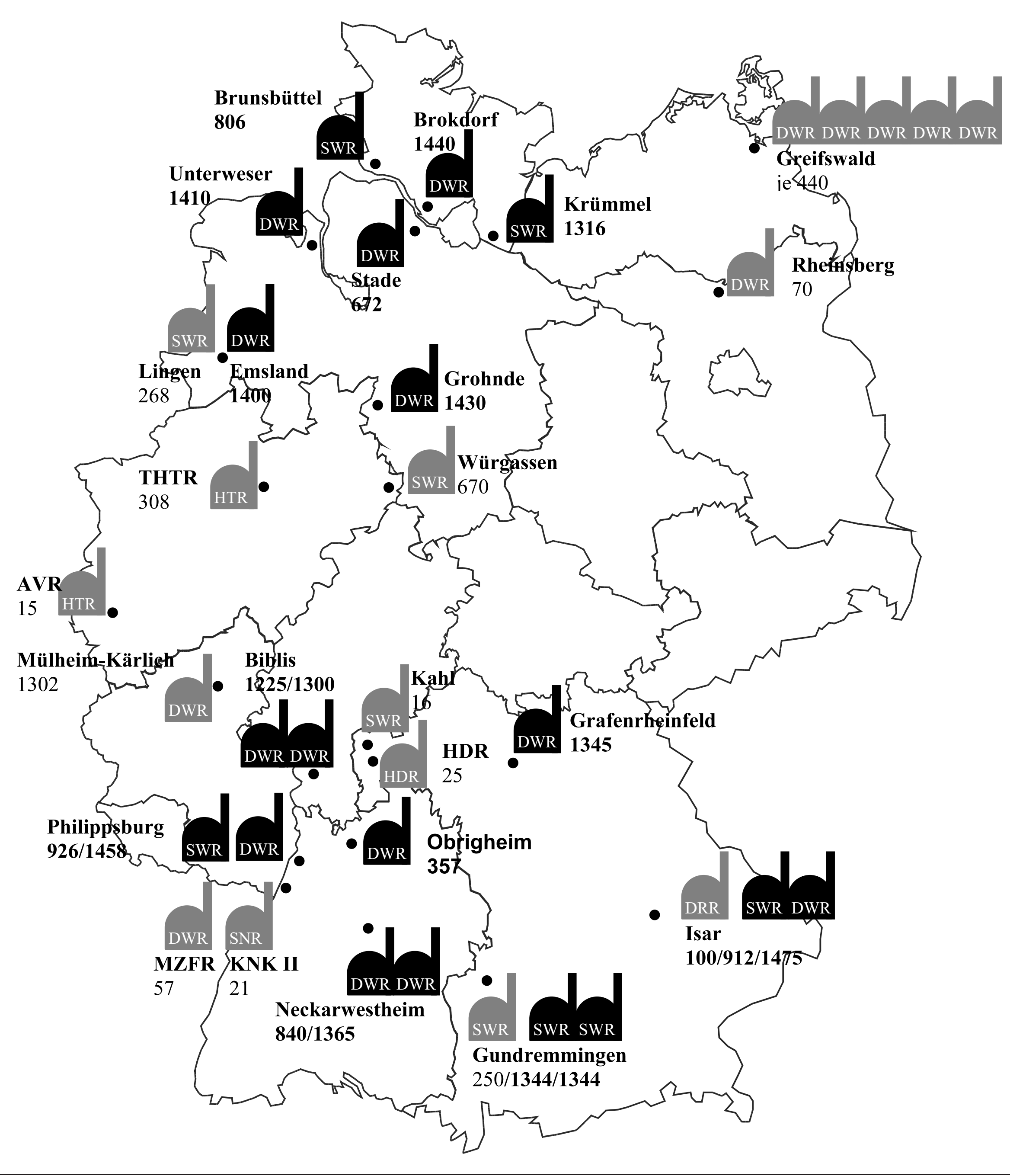
Zur Vervollständigung des Bildes über die Anwendung der Kernenergie in Deutschland wird ein kurzer Überblick gegeben über andere kerntechnische Einrichtungen, die nicht Gegenstand des Übereinkommens sind. Ein Teil dieser Anlagen wird dann im Bericht zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle behandelt werden.

Insgesamt 22 Kernkraftwerksblöcke sind stillgelegt oder wurden als Projekt während der Bauzeit aufgegeben (Anhang 1.2). Hiervon wurden 14 Kernkraftwerksblöcke mit 3 875 MWe nach Betriebszeiten zwischen 0,5 und 25 Jahren endgültig abgeschaltet. Sie werden derzeit mit dem Ziel der vollständigen Beseitigung abgebaut oder für den sicheren Einschluss vorbereitet bzw. befinden sich im sicheren Einschluss. Zum größten Teil sind dies die Reaktoren mit geringer Leistung aus den Anfangszeiten der Kernenergienutzung. Zwei Kernkraftwerke sind bereits vollständig abgebaut und ihre Standorte rekultiviert worden.

Die weiteren kerntechnischen Einrichtungen umfassen Forschungsreaktoren und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes und der Entsorgung. In Betrieb sind eine Uran-Anreicherungsanlage in Gronau und eine Brennelementfertigung in Lingen. Die Pilot-Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe ist stillgelegt und wird abgebaut. Die dort noch vorhandenen hochaktiven Spaltproduktlösungen sollen endlagergerecht verglast werden. Zur Zwischenlagerung von Brennelementen sowie zur Behandlung, Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle sind mehrere Einrichtungen in Betrieb. Das Genehmigungsverfahren für die Pilotkonditionierungsanlage (PKA) wurde im Dezember 2000 mit Erteilung der dritten Teilerrichtungsgenehmigung abgeschlos-

Abbildung 6.1

Kernkraftwerke in Deutschland



Legende

DWR	Druckwasserreaktor		
SWR	Siedewasserreaktor	in Betrieb	
SNR	Schneller Brutreaktor		
HTR	Hochtemperaturreaktor		
DRR	Druckröhrenreaktor		
HDR	Heißdampfreaktor	außer Betrieb	

Zahlen: Bruttoleistung [MWe]

sen. Die Nutzung der Anlage wird entsprechend der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 auf die Reparatur schadhafter Behälter beschränkt.

Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle (außer Kernbrennstoffe) war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad läuft mittlerweile fast 19 Jahre. Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben sind für mindestens drei Jahre und höchstens zehn Jahre unterbrochen.

Ergebnis der Bewertung der Kernanlagen

Alle im Anhang 1.1 genannten derzeit betriebenen Kernkraftwerksblöcke haben eine unbefristete Betriebsgenehmigung. Mit der Umsetzung der am 11. Juni 2001 unterzeichneten Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 wird über die festgelegte Reststrommenge die Laufzeit begrenzt werden. Durch die den Betriebsgenehmigungen zugrunde liegende Auslegung der Anlagen wird erreicht, dass der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schutz gegen Schäden durch radiologische Auswirkungen des Anlagenbetriebs zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme gegeben ist.

Im Rahmen des regulatorischen Systems zur Nutzung der Kernenergie, insbesondere des behördlichen Aufsichtsverfahrens (Kapitel 7), werden kontinuierlich und anlassbezogen Sicherheitsbewertungen sowie ergänzende periodische Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen geprüft. Damit soll eine Dynamisierung der Anlagensicherheit erreicht werden. Bei den Sicherheitsüberprüfungen festgestellte Mängel werden nach aufsichtlichen Vorgaben beseitigt (Kapitel 14). Mit den Sicherheitsbewertungen im Rahmen der behördlichen Aufsicht erfolgt eine Überprüfung im Sinne des Artikels 6 des Übereinkommens.

In den vergangenen Jahren sind zahlreiche Verbesserungen verwirklicht worden (Kapitel 14 (ii)), insbesondere auch im auslegungsüberschreitenden Bereich (Kapitel 18 (i)). Im Ergebnis wurden dadurch teilweise auch ältere Kernkraftwerke auf einen besseren sicherheitstechnischen Stand gebracht. Für das Kernkraftwerk Biblis A sind Nachrüstmaßnahmen im Ergebnis von durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen erforderlich. Hierfür liegen Anträge des Betreibers vor, die allerdings noch nicht vollständig den Nachrüstbedarf abdecken. Sie werden derzeit von der zuständigen Landesbehörde geprüft. Die Bundesregierung dringt auf eine alsbaldige Erteilung der erforderlichen Genehmigungen und auf eine zügige Umsetzung dieser Maßnahmen durch den Betreiber.

Zusammenfassend stellt die Bundesregierung fest, dass die Voraussetzungen für einen sicheren Betrieb der deutschen Kernkraftwerke für deren noch verbleibende Nutzung bis zur Beendigung der Kernenergieanwendung in Deutschland gegeben sind.

7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

Die Verfassung (Artikel 74 (1) 11a des Grundgesetzes [1A-1]) verleiht, entsprechend der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland, dem Bund die Zuständigkeit zur Gesetzgebung für „die Erzeugung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken, die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, die diesen Zwecken dienen, den Schutz gegen Gefahren, die bei Freiwerden von Kernenergie oder durch ionisierende Strahlen entstehen, und die Beseitigung radioaktiver Stoffe“.

Das Atomgesetz [1A-3] wurde nach dem erklärten Verzicht der Bundesrepublik Deutschland auf Atomwaffen am 23. Dezember 1959 verkündet. Der Geltungsbereich umfasste ursprünglich nur die Bundesrepublik Deutschland in den Grenzen vor 1990 und das Land Berlin.

Die Gesetzgebung und der Vollzug müssen in Deutschland daneben die bindenden Vorgaben aus den Regelungen der Europäischen Gemeinschaften beachten. Hierzu gehören im Bereich des Strahlenschutzes die aufgrund der Artikel 30 ff. des EURATOM-Vertrages [1F-1] erlassenen EURATOM-Grundnormen [1F-18] für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitnehmer gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen. Die Verwendung von Erzen, Ausgangsstoffen und besonderen spaltbaren Stoffen unterliegt dem Kontrollregime der Europäischen Atomgemeinschaft nach den Artikeln 77 ff. des EURATOM-Vertrages.

7 (2i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Gesetze und Verordnungen, insbesondere Atomgesetz

Das Atomgesetz enthält die grundlegenden nationalen Regeln für die Sicherheit von Kernanlagen in Deutschland und ist die Grundlage für die zugehörigen Verordnungen. Sein Zweck ist es vor allem, Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen und verursachte Schäden auszugleichen. Weiterhin soll verhindert werden, dass durch Nutzung der Kernenergie die innere oder äußere Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland gefährdet wird. Ebenso soll das Gesetz die Erfüllung internationaler Verpflichtungen Deutschlands auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes gewährleisten.

Zum Schutz gegen die von radioaktiven Stoffen ausgehenden Gefahren und zur Kontrolle ihrer Verwendung knüpft das Atomgesetz Errichtung und Betrieb von Kernanlagen an eine behördliche Genehmigung.

Voraussetzung für die Genehmigung der bestehenden Anlagen war vor allem, dass die Maßnahmen zur Vorsorge gegen Schäden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen müssen. Dies war eine Verschärfung der im deutschen technischen Sicherheitsrecht verwendeten

Anforderung des Standes der Technik oder der noch weniger anspruchsvollen allgemein anerkannten Regeln der Technik. Damit musste für eine Genehmigung einer Kernanlage diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wurde. Wäre die Vorsorge technisch nicht zu verwirklichen gewesen, hätte die Genehmigung nach dem Gesetz verweigert werden müssen. Diese Anforderungen für die Genehmigung von Kernkraftwerken sind heute nur noch für Änderungen von Anlagen bedeutsam, weil der Bau neuer Kernkraftwerke nicht mehr beabsichtigt ist und zukünftig gesetzlich ausgeschlossen wird.

Aufgrund des Atomgesetzes wurden für den Bereich der Kerntechnik mehrere Verordnungen erlassen. Die wichtigsten betreffen:

- den Strahlenschutz [1A-8],
- das Genehmigungsverfahren [1A-10] und
- die Meldung von meldepflichtigen Ereignissen [1A-17].

Die Sicherheitsvorschriften und -regelungen des Atomgesetzes und der Verordnungen werden weiter konkretisiert durch Allgemeine Verwaltungsvorschriften, Richtlinien, KTA-Regeln, RSK- und SSK-Empfehlungen und durch konventionelles technisches Regelwerk.

Neben dem Atomgesetz, das die Sicherheit der Anlagen regelt, schreibt das Strahlenschutzvorsorgegesetz von 1986 [1A-5], das im Gefolge des Reaktorunfalls von Tschernobyl entstand, Aufgaben der Umweltüberwachung auch bei Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen fest (Kapitel 15 und 16).

Allgemeine Verwaltungsvorschriften

Im Bereich unterhalb der Gesetze und Verordnungen regeln Allgemeine Verwaltungsvorschriften die Handlungsweise der Behörden verbindlich. Im kerntechnischen Bereich sind zu nennen die Vorschriften:

- zur Berechnung der Strahlenexposition im bestimmungsgemäßen Betrieb der Kernkraftwerke [2-1],
- zum Strahlenpass [2-2],
- zur Umweltverträglichkeitsprüfung [2-3] und
- zur Umweltüberwachung [2-4].

Richtlinien

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erstellt nach Beratung und in der Regel im Konsens mit den Ländern Richtlinien. Diese Richtlinien dienen der detaillierten Konkretisierung technischer und verfahrensmäßiger Fragen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (Kapitel 8 (1)). Sie beschreiben die Auffassung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zu allgemeinen Fragen der kerntechnischen Sicherheit und der Verwaltungspraxis, und dienen den Landesbehörden als Orientierung bei Vollzug des Atomgesetzes. Die Richtlinien sind aber für die Landesbehörden im Unterschied zu den Allgemeinen Verwaltungsvorschriften nicht verbindlich. Derzeit liegen etwa 50 Richtlinien aus dem kerntechnischen Bereich vor (siehe Anhang 4, dort unter „Bekanntmachungen“ [3-...]). Es handelt sich um Vorschriften:

- zu generellen Sicherheitsanforderungen („Sicherheitskriterien“),
- zur Konkretisierung der bei der Auslegung zu betrachtenden Störfälle,
- zur Ausbreitungsrechnung,
- für zu planende Notfallschutzmaßnahmen der Betreiber für angenommene schwere Störfälle,
- für Katastrophenschutzvorkehrungen in der Umgebung der Anlagen,
- zu Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- zum Strahlenschutz bei Revisionsarbeiten,
- zur Dokumentation,
- zu Unterlagenforderungen bei Anträgen auf Genehmigung und
- zur Fachkunde des Personals kerntechnischer Anlagen.

Empfehlungen der RSK und SSK, RSK-Leitlinien

Für Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren spielen die Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) eine wichtige Rolle. Diese beiden Expertengremien beraten das Bundesumweltministerium in Fragen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes (Kapitel 8 (1)).

In den RSK-Leitlinien in der letzten Fassung von 1996 [4-1] hat die Reaktor-Sicherheitskommission die sicherheitstechnischen Anforderungen zusammengefasst, die bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb eines Kernkraftwerks erfüllt werden sollten. Die RSK legt diese Leitlinien ihren Beratungen und Stellungnahmen zugrunde. Sie weicht davon ab, wenn sich für bestimmte Bereiche der Stand von Wissenschaft und Technik zwischenzeitlich geändert hat.

KTA-Regeln

Detaillierte und konkrete Ausführungen technischer Art enthalten die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), (Kapitel 8 (1)). Nach seiner Satzung formuliert er Regelungen, wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet“. Aufgrund der regelmäßigen Überprüfung und gegebenenfalls Überarbeitung der verabschiedeten Regeltexte spätestens alle fünf Jahre werden die Regelungen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Die KTA-Regeln entfalten zwar keine rechtliche Bindungswirkung, aufgrund ihres

Entstehungsprozesses und Detaillierungsgrades kommt ihnen aber eine weit reichende praktische Wirkung zu. Derzeit besteht das KTA-Regelwerk (Stand 6/00) aus 88 Regeln und 4 Regelentwürfen, 12 Regelentwürfe sind in Vorbereitung, 12 Regeln befinden sich im Änderungsverfahren.

Die KTA-Regeln betreffen:

– administrative Vorschriften,
– Arbeitsschutz (spezielle Ergänzungen im kerntechnischen Bereich),
– Bautechnik,
– nukleare und thermohydraulische Auslegung,
– Werkstofffragen,
– Instrumentierung,
– Aktivitätskontrolle und
– sonstige Vorschriften.

Die Qualitätssicherung nimmt einen breiten Raum ein; in den meisten Regeln wird dieser Aspekt für den Regelungsgegenstand behandelt. Der Qualitätssicherungsbegriff des KTA-Regelwerkes umfasst auch das im internationalen Bereich heute separat betrachtete Gebiet der Alterung (Kapitel 13).

Historisch gesehen entwickelte sich das KTA-Regelwerk auf der Basis von vorhandenen deutschen Regelwerken und amerikanischen kerntechnischen Sicherheitsregeln. Für die Auslegung und Berechnung von Komponenten war der ASME-Code (Section III) Vorbild.

Um die Zuordnung und Integration von internationalen Regeln und Spezifikationen in das nationale Regelwerk künftig zu vereinfachen, hat der KTA das Arbeitsprogramm „KTA 2000“ begonnen. Das wesentliche Ziel des Vorhabens ist es, Anforderungen des Regelwerkes für den Bereich der Reaktorsicherheit (Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken) geschlossen und hierarchisch strukturiert in Form einer Regelpyramide darzustellen, als

– KTA-Grundlagen,
– KTA-Basisregeln und
– KTA-Fachregeln.

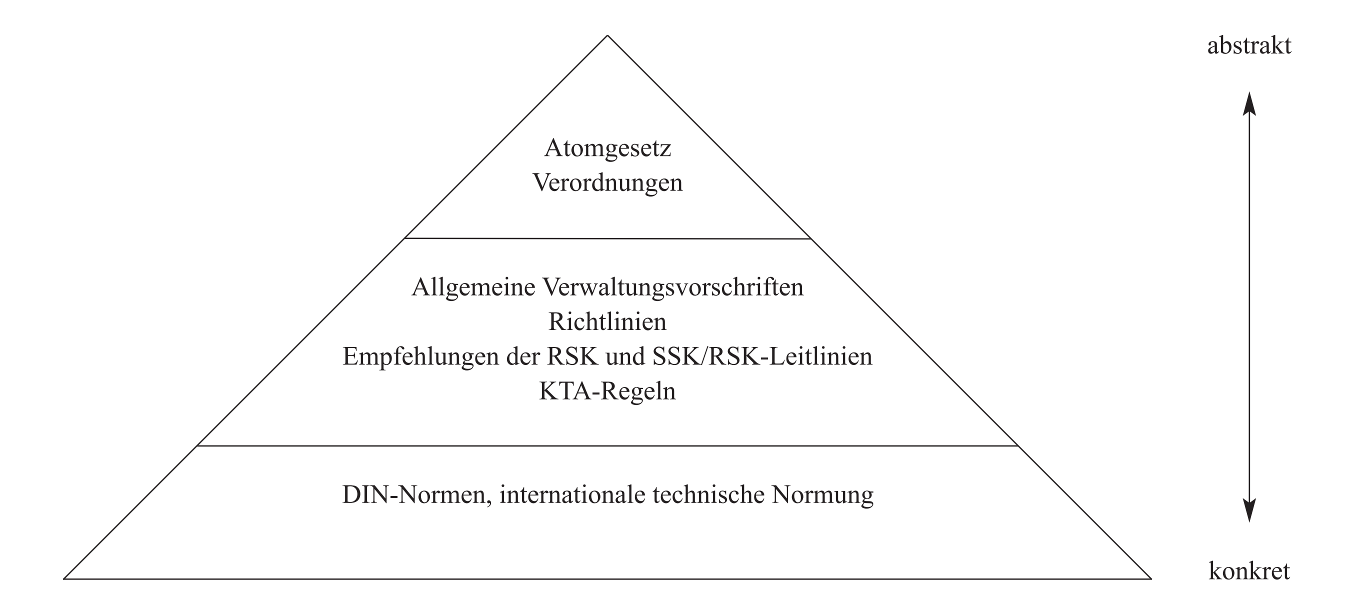
Die KTA-Grundlagen beschreiben die konzeptionellen Sicherheitsanforderungen des kerntechnischen Regelwerkes. Es werden Schutzziele (Kapitel 18 (i)) sowie Vorgehensweisen zum Erreichen dieser Schutzziele angegeben. Die sieben KTA-Basisregeln konkretisieren die sicherheitstechnischen Anforderungen unabhängig von der Baureihe der Kernkraftwerke. Die KTA-Fachregeln beschreiben Anforderungen und Vorgehensweisen, wie sie entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zur Vorsorge gegen Schäden realisiert wurden. Auf der Sitzung des KTA im Juni 2001 wurden die ersten Entwürfe verabschiedet.

Konventionelles technisches Regelwerk

Außerdem gilt – wie für Bau und Betrieb von allen technischen Anlagen – das konventionelle technische Regelwerk, insbesondere die nationale Normung des Deutschen Instituts für Normung DIN und auch die internationale Normung nach ISO und IEC, soweit das konventionelle Regelwerk dem Stand von Wissenschaft und Technik genügt.

Gesamtbild des Regelwerkes

Insgesamt gesehen bildet das deutsche kerntechnische Regelwerk eine hierarchisch strukturierte Pyramide, wobei zu beachten ist, dass dem technischen Regelwerk Verbindlichkeit nur im Rahmen des Standes von Wissenschaft und Technik zukommt (s. o.).



Kerntechnische Regelungen, außer Gesetzen, Verordnungen und Allgemeinen Verwaltungsvorschriften, erlangen ihre regulatorische Bedeutung allein aufgrund der gesetzlichen Anforderung des Standes von Wissenschaft und Technik. Nach der Rechtsprechung kann vermutet werden, dass das kerntechnische Regelwerk diesen Stand zutreffend wiedergibt. Deshalb verdrängt eine belegte wissenschaftliche Weiterentwicklung die Anwendung einer dadurch veralteten Regel, ohne dass diese aufgehoben werden müsste. Die gesetzlich vorgesehene Dynamisierung der sicherheitstechnischen Anforderungen ist damit nicht an Regelsetzungsverfahren gebunden.

Auf die Inhalte der einzelnen Regelungen wird im vorliegenden Bericht bei der Behandlung der betreffenden Artikel der Konvention Bezug genommen. Der Anhang 4 „Referenzliste kerntechnisches Regelwerk“ enthält die aktuellen Regelungen zu kerntechnischen Anlagen in der hier erläuterten hierarchischen Ordnung. Alle Regelwerkstexte sind öffentlich zugänglich. Sie werden in den amtlichen Publikationsorganen des Bundes veröffentlicht.

Die hier vorgestellten Sicherheitsvorschriften und -regelungen haben ihre Struktur und inhaltliche Ausprägung im Wesentlichen in den 70er-Jahren erhalten. Sie sind seitdem in allen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren herangezogen worden und wurden, soweit erforderlich, in Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

7 (2ii) Genehmigungssystem

Die Genehmigung von Kernanlagen ist im Atomgesetz [1A-3] geregelt. Nach § 7 dieses Gesetzes bedürfen die Errichtung, der Betrieb oder das Innehaben einer ortsfesten Anlage zur Erzeugung, Bearbeitung, Verarbeitung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen, einer wesentlichen Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und auch der Stilllegung der Genehmigung. Eine solche Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die in diesem Paragraphen des Gesetzes genannten Genehmigungsvoraussetzungen durch den Antragsteller erfüllt werden:

– nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden,
– Zuverlässigkeit und Fachkunde der verantwortlichen Personen,
– notwendige Kenntnisse der sonst tätigen Personen über einen sicheren Betrieb der Anlage,
– Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
– Vorsorge für gesetzliche Schadensersatzverpflichtungen,
– Berücksichtigung öffentlicher Interessen im Hinblick auf die Umweltauswirkungen.

Weiter ist zu beachten, dass jeglicher Umgang mit radioaktiven Stoffen – und dies trifft auch bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken zu – den Überwachungsvorschriften und den Schutzvorschriften unterworfen ist, die in der Strahlenschutzverordnung [1A-8] verbindlich festgelegt sind. In der Strahlenschutzverordnung sind auch die Benennung der verantwortlichen Personen des Genehmigungsinhabers, die Dosisgrenzwerte für die Strahlenexposition der Beschäftigten und der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb geregelt. Darüber hinaus enthält sie Planungsrichtwerte für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Auslegungsstörfälle.

Genehmigungen für Kernkraftwerke können zur Gewährleistung der Sicherheit mit Auflagen verbunden werden. Der Betrieb, das Innehaben, eine wesentliche Veränderung oder die Stilllegung einer Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung ist strafbar [1B-1].

Die Genehmigung von Kernanlagen erfolgt durch die einzelnen Bundesländer. In den Bundesländern sind jeweils Ministerien zuständig für die Erteilung von Genehmigungen zu Errichtung, Betrieb, wesentlicher Veränderung und Stilllegung von Kernkraftwerken (Tabelle 8.1). Der Bund übt die Aufsicht über den Vollzug des Atom- und Strahlenschutzrechts durch die Länder aus (Bundesaufsicht). Dabei hat er insbesondere das Recht, zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall verbindliche Weisungen zu erteilen.

Die Ausgestaltung und Durchführung des Genehmigungsverfahrens gemäß Atomgesetz ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] näher geregelt. Festgelegt sind die Antragstellung mit der Vorlage von Unterlagen, die Öffentlichkeitsbeteiligung und die Möglichkeit der Aufteilung in mehrere Genehmigungsschritte (Teilgenehmigungen), darüber hinaus die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] und die Beachtung anderer Genehmigungserfordernisse (z. B. für nichtradioaktive Emissionen und für Ableitungen in Gewässer (Kapitel 17 (ii)).

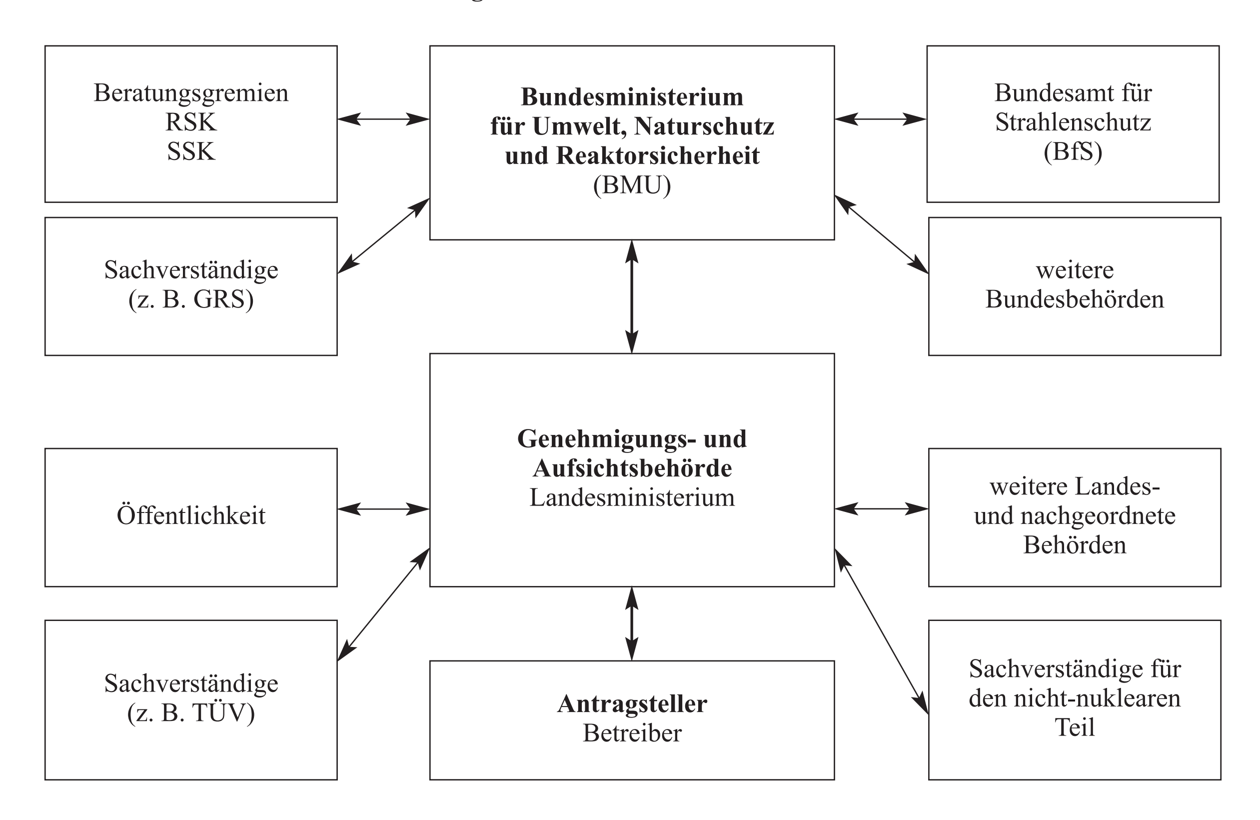
Zu allen fachlich-wissenschaftlichen Fragen der Genehmigung und der Aufsicht kann die zuständige Behörde gemäß § 20 Atomgesetz Sachverständige mit behördenähnlichen Inspektions- und Informationsrechten zuziehen. Die Behörde ist an die fachliche Beurteilung durch die Sachverständigen nicht gebunden (Kapitel 8 (1)).

Das Zusammenspiel der am atomrechtlichen Verfahren beteiligten Behörden und Stellen sowie die Beteiligung der Öffentlichkeit sind in Abbildung 7.1 dargestellt. Hierdurch wird eine breite und differenzierte Entscheidungsgrundlage geschaffen, die Entscheidungen unter Berücksichtigung aller Belange ermöglicht.

Die geltenden atomrechtlichen Haftungsvorschriften setzen das Pariser Atomhaftungs-Übereinkommen [1E-11], ergänzt durch das Brüsseler Zusatzübereinkommen [1E-12] in nationales Recht um. Einzelheiten zur Festsetzung der Deckungsvorsorge regelt eine Rechtsverordnung [1A-11]. In Deutschland bedeutet dies für die Betreiber in der Regel den Abschluss von Haftpflichtversicherungen, deren Deckungssumme im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegt wird. Darüber hinaus tragen der Bund und das genehmigende Bundesland gemeinsam eine Freistellungsverpflichtung, die von Geschädigten in Anspruch genommen werden kann. Die Höchstsumme der Deckungsvorsorge beträgt zurzeit 250 Millionen Euro, die der Freistellungsverpflichtung maximal das Doppelte. Die Deckungssumme soll durch Änderung des Atomgesetzes auf 2,5 Milliarden Euro angehoben werden.

Abbildung 7.1

Beteiligte am atomrechtlichen Verfahren



Atomrechtliches Genehmigungsverfahren im Einzelnen

Atomrechtliche Genehmigungsverfahren werden für Kernkraftwerke derzeit nur für die Veränderung bestehender Anlagen durchgeführt.

Antragstellung

Die Energieversorgungsunternehmen oder ihre Tochtergesellschaften sind Antragsteller für Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerkes. Sie reichen einen schriftlichen Genehmigungsantrag bei der Genehmigungsbehörde des Bundeslandes ein, in dem die Anlage errichtet werden soll. Dem Genehmigungsantrag sind Unterlagen beizufügen, die in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] genannt sind und deren Ausgestaltung in Richtlinien spezifiziert ist. Eine wichtige Unterlage ist der Sicherheitsbericht (Kapitel 14 (i)), in dem die Anlage und ihr Betrieb sowie die damit verbundenen Auswirkungen einschließlich der Auswirkungen von Auslegungsstörfällen beschrieben und die Vorsorgemaßnahmen dargelegt werden. Er ist mit Lageplänen und Übersichtszeichnungen ausgestattet. Zur Erfüllung der Genehmigungsvoraussetzungen sind weitere Unterlagen vorzulegen, z. B. ergänzende Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen sowie Angaben

– zum Schutz der Anlage gegen Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter,
– zur Person des Antragstellers und der Verantwortlichen, einschließlich deren Fachkunde und Zuverlässigkeit,
– über die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen,
– zur Sicherheitsspezifikation,
– zur Deckungsvorsorge,
– über die Art der anfallenden radioaktiven Reststoffe und deren Entsorgung,
– zu den vorgesehenen Schutzmaßnahmen für die Umwelt.

Zudem muss für die Öffentlichkeitsbeteiligung mit dem Antrag eine Kurzbeschreibung der geplanten Anlage einschließlich Angaben zu ihren voraussichtlichen Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt in der Umgebung vorgelegt werden.

Antragsprüfung

Die Genehmigungsbehörde prüft auf der Grundlage der vorgelegten Unterlagen, ob die Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind. Im Genehmigungsverfahren sind alle Behörden des Bundes, der Länder, der Gemeinden und der sonstigen Gebietskörperschaften zu beteiligen, deren Zuständigkeitsbereich berührt wird, insbesondere die Bau-, Wasser-, Raumordnungs- und Katastrophenschutzbehörden. Wegen des großen Umfangs der zu prüfenden

Sicherheitsfragen werden in der Regel Sachverständigenorganisationen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde mit der Begutachtung und Überprüfung der Antragsunterlagen beauftragt. In ihren Sachverständigengutachten legen sie dar, ob die Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz erfüllt werden. Sie haben keine eigenen Entscheidungsbefugnisse.

Die Genehmigungsbehörde des Landes beteiligt das Bundesumweltministerium im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung. Bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht lässt dieses sich durch seine Beratungsgremien, die Reaktor-Sicherheitskommission und die Strahlenschutzkommission, sowie häufig durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit beraten und fachlich unterstützen und nimmt gegenüber der zuständigen Landesbehörde Stellung zum Projekt. Bei ihrer Entscheidungsfindung hat die Landesbehörde diese Stellungnahme zu berücksichtigen.

Öffentlichkeitsbeteiligung

Die Genehmigungsbehörde beteiligt die Öffentlichkeit an den Genehmigungsverfahren. Damit werden vor allem diejenigen Bürger geschützt, die von der geplanten Anlage betroffen sein können. Die Atomrechtliche Verfahrensverordnung [1A-10] enthält Regelungen über:

– die öffentliche Bekanntmachung des Vorhabens und öffentliche Auslegung der Antragsunterlagen an einer geeigneten Stelle in der Nähe des Standortes für einen Zeitraum von zwei Monaten, einschließlich der Aufforderung etwaige Einwendungen innerhalb der Auslegungsfrist vorzubringen,

– die Durchführung eines Erörterungstermins, auf dem die vorgebrachten Einwände zwischen Genehmigungsbehörde, Antragsteller und Einwendern besprochen werden können.

Die Genehmigungsbehörde würdigt die Einwendungen bei ihrer Entscheidungsfindung und stellt dies in der Genehmigungsbegründung dar.

Umweltverträglichkeitsprüfung

Die Erforderlichkeit einer Umweltverträglichkeitsprüfung bei Genehmigung von Errichtung, Betrieb und Stilllegung eines Kernkraftwerkes oder bei einer wesentlichen Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und der Ablauf der Umweltverträglichkeitsprüfung innerhalb des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens sind im Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] in Verbindung mit dem Atomgesetz und der darauf beruhenden Atomrechtlichen Verfahrensverordnung geregelt. Die zuständige Behörde führt anhand der atom- und strahlenschutzrechtlichen Anforderungen eine abschließende Bewertung der Umweltauswirkungen durch, die die Grundlage der Entscheidung über die Zulässigkeit des Vorhabens im Hinblick auf eine wirksame Umweltvorsorge ist.

Genehmigungsentscheidung

Die Antragsunterlagen, die Gutachten der beauftragten Sachverständigen, die Stellungnahme des Bundesumweltministeriums, die Stellungnahmen der beteiligten Behörden, die Erkenntnisse zu den im Erörterungstermin vorgebrachten Einwendungen aus der Öffentlichkeit bilden in ihrer Gesamtheit die Basis für die Entscheidung der Genehmigungsbehörde. Die Einhaltung der Verfahrensvorschriften gemäß der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung ist Voraussetzung für die Rechtmäßigkeit der Entscheidung. Gegen die Entscheidung der Genehmigungsbehörde kann vor Verwaltungsgerichten Klage erhoben werden.

7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)

Während der gesamten Lebensdauer mit Einschluss der Errichtung und der Stilllegung unterliegen Kernkraftwerke nach Erteilung der erforderlichen Genehmigung einer kontinuierlichen staatlichen Aufsicht gemäß Atomgesetz und den zugehörigen atomrechtlichen Verordnungen. Die Länder handeln auch bei der Aufsicht im Auftrag des Bundes (Kapitel 7 (2ii)), d. h. der Bund kann auch hier verbindliche Weisungen zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall erteilen. Wie im Genehmigungsverfahren lassen sich die Länder durch unabhängige Sachverständige unterstützen.

Oberstes Ziel der staatlichen Aufsicht über kerntechnische Anlagen ist wie bei der Genehmigung der Schutz der Bevölkerung und der in diesen Anlagen beschäftigten Personen vor den mit dem Betrieb der Anlage verbundenen Risiken.

Die Aufsichtsbehörde überwacht insbesondere

– die Einhaltung der Bestimmungen, Auflagen und Nebenbestimmungen der Genehmigungsbescheide,

– die Einhaltung der Vorschriften des Atomgesetzes, der atomrechtlichen Verordnungen und sonstiger sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien und

– die Einhaltung der erlassenen aufsichtlichen Anordnungen.

Zur Gewährleistung der Sicherheit überwacht die Aufsichtsbehörde auch mithilfe ihrer Sachverständigen oder durch andere Behörden:

– die Einhaltung der Betriebsvorschriften,

– die Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen sicherheitstechnisch relevanter Anlagenteile,

– die Auswertung besonderer Vorkommnisse,

– die Durchführung von Änderungen der Anlage oder ihres Betriebes,

– die Strahlenschutzüberwachung des Kernkraftwerkspersonals,

– die Strahlenschutzüberwachung der Umgebung, auch durch das betreiberunabhängige Fernüberwachungssystem für Kernkraftwerke,

– die Einhaltung der anlagenspezifisch genehmigten Grenzwerte bei der Ableitung von radioaktiven Stoffen,

– die Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
– die Zuverlässigkeit und Fachkunde und den Fachkundeerhalt der verantwortlichen Personen sowie den Kenntniserhalt der sonst tätigen Personen auf der Anlage,
– die Qualitätssicherungsmaßnahmen.

Die von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen haben nach dem Atomgesetz jederzeit Zugang zur Anlage und sind berechtigt, notwendige Untersuchungen durchzuführen und Information zur Sache zu verlangen.

Die Betreiber der Kernkraftwerke müssen den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen. Darin sind enthalten Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Sicherheitstechnisch relevante Vorkommnisse sind den Behörden zu melden [1A-17]. Die Regelungen und Vorgehensweisen zu meldepflichtigen Ereignissen und deren Auswertung sind in Kapitel 19 (vi) bis (vii) beschrieben.

7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen

Zur Durchsetzung der geltenden Vorschriften sind bei Verstößen Sanktionen im Strafgesetzbuch [1B-1], im Atomgesetz [1A-3] und in den atomrechtlichen Verordnungen vorgesehen:

Straftatbestände

Alle als Straftatbestände geltenden Regelverstöße sind im Strafgesetzbuch behandelt. Mit Freiheitsstrafen oder Geldstrafen wird bestraft, wer z. B.:

– eine Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung betreibt, innehat, verändert oder stilllegt,
– eine kerntechnische Anlage wissentlich fehlerhaft herstellt,
– mit Kernbrennstoffen ohne die erforderliche Genehmigung umgeht,
– ionisierende Strahlen freisetzt oder Kernspaltungsvorgänge veranlasst, die Leib und Leben anderer schädigen können,
– Kernbrennstoffe, radioaktive Stoffe oder geeignete Vorrichtungen zur Ausübung einer Straftat sich beschafft oder herstellt.

Ordnungswidrigkeiten

Im Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen sind Ordnungswidrigkeiten geregelt, die mit Bußgeldern gegen die handelnden Personen geahndet werden. Ordnungswidrig handelt, wer z. B.

– Kernanlagen ohne Genehmigung errichtet,
– einer behördlichen Anordnung oder Auflage zuwiderhandelt,
– ohne Genehmigung mit radioaktiven Stoffen umgeht,
– als verantwortliche Person nicht für die Einhaltung der Schutz- und Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung sorgt.

Nach dem Atomgesetz und den zugehörigen Rechtsverordnungen sind die für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, den Betrieb von Anlagen und für deren Beaufsichtigung verantwortlichen Personen zu benennen. Bei Ordnungswidrigkeiten können Bußgelder bis zu 50 000 Euro gegen diese Personen verhängt werden. Ein rechtswirksam verhängtes Bußgeld kann die als Genehmigungsvoraussetzung geforderte Zuverlässigkeit der verantwortlichen Personen in Frage stellen, sodass ein Austausch dieser verantwortlichen Personen nötig werden könnte (Kapitel 9).

Durchsetzung durch aufsichtliche Anordnungen, insbesondere in Eilfällen

Bei Nichtbeachtung der gesetzlichen Vorschriften oder der Bestimmungen des Genehmigungsbescheides oder bei Verdacht auf Gefahr für Leben, Gesundheit und Besitz Dritter kann die zuständige atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde nach § 19 des Atomgesetzes anordnen,

– dass und welche Schutzmaßnahmen zu treffen sind,
– dass radioaktive Stoffe bei einer von ihr bestimmten Stelle aufzubewahren sind und
– dass der Umgang mit radioaktiven Stoffen, die Errichtung und der Betrieb von Anlagen unterbrochen oder einstweilig oder bei fehlender oder bei widerrufener Genehmigung endgültig eingestellt wird.

Durchsetzung durch Änderung oder Widerruf der Genehmigung

Unter bestimmten, in § 17 des Atomgesetzes geregelten Voraussetzungen kann die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Auflagen zur Gewährleistung der Sicherheit nachträglich verfügen. Geht von einer kerntechnischen Anlage eine erhebliche Gefährdung der Beschäftigten oder der Allgemeinheit aus und kann diese nicht durch geeignete Maßnahmen in angemessener Zeit beseitigt werden, muss die Genehmigungsbehörde die erteilte Genehmigung widerrufen. Ein Widerruf ist auch möglich, wenn Genehmigungsvoraussetzungen später wegfallen oder der Betreiber gegen Rechtsvorschriften oder behördliche Entscheidungen verstößt.

Erfahrungen

Aufgrund der intensiven staatlichen Aufsicht über Planung, Errichtung, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen (Kapitel 7 (2iii)) werden in Deutschland unzulässige Zustände in der Regel bereits im Vorfeld erkannt und deren Beseitigung gefordert und durchgesetzt, bevor es zu den gesetzlich möglichen Maßnahmen wie Auflagen, Anordnungen, Ordnungswidrigkeitsverfahren und Strafverfahren kommt.

8 Staatliche Stelle

8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein Bundesstaat. Der Vollzug der Bundesgesetze liegt in der Verantwortung der Gliedstaaten, der Länder, soweit nichts anderes bestimmt ist. Im Falle der zivilen Nutzung der Kernenergie, in dem es im Besonderen auf einen bundeseinheitlichen Gesetzesvollzug ankommt, ist angeordnet, dass die Länder die Gesetze im Auftrag des Bundes ausführen (Bundesauftragsverwaltung). Das heißt, die Länder unterliegen bei der Ausführung des Atomgesetzes und seiner Verordnungen der Aufsicht des Bundes über die Recht- und Zweckmäßigkeit ihres Handelns und sie sind den Weisungen des Bundes unterworfen (Artikel 85 Grundgesetz, § 24 Atomgesetz). Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden für Kernanlagen sind Ministerien des Landes, in welchem der Standort der Anlage liegt (Kapitel 7 (2 ii) und (2 iii)). Bundesaufsichtsbehörde ist das BMU. Tabelle 8.1 führt die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder auf, in denen Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens liegen.

Länderausschuss für Atomkernenergie

Die föderale Struktur der Bundesrepublik Deutschland birgt im Interesse eines bundeseinheitlichen Vollzuges des Atomgesetzes und der Verordnungen für den Bund und die Länder einen hohen Abstimmungsaufwand in sich. Bund und Länder verständigen sich in der Regel einvernehmlich über den Vollzug des Atomgesetzes. Im Einzelfall wird das BMU im Interesse der Durchsetzung eines möglichst hohen Sicherheitsniveaus von seinem Weisungsrecht Gebrauch machen.

Tabelle 8.1

Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen im Sinne der Konvention

Land	Kernkraftwerk	Genehmigungsbehörde	Aufsichtsbehörde
Baden-Württemberg	Obrigheim Neckarwestheim 1 Neckarwestheim 2 Philippsburg 1 Philippsburg 2	Wirtschaftsministerium im Einvernehmen mit Ministerium für Umwelt und Verkehr und Innenministerium	Ministerium für Umwelt und Verkehr
Bayern	Isar 1 Isar 2 Grafenrheinfeld Gundremmingen B Gundremmingen C	Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, im Einvernehmen mit Staatsministerium für Wirtschaft, Verkehr und Technologie	Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen
Hessen	Biblis A Biblis B	Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten	
Niedersachsen	Stade Unterweser Grohnde Emsland	Umweltministerium	
Rheinland-Pfalz	Mülheim-Kärlich	Ministerium für Umwelt und Forsten	
Schleswig-Holstein	Brunsbüttel Krümmel Brokdorf	Ministerium für Finanzen und Energie	

Zur vorbereitenden Koordinierung der Tätigkeiten von Bund und Ländern beim Vollzug des Atom- und Strahlenschutzrechts besteht ein Bund-Länder-Ausschuss, der Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA). In diesem Gremium sind das Bundesumweltministerium, welches den Vorsitz führt, und die zuständigen Landesministerien vertreten. Im Länderausschuss für Atomkernenergie werden alle interessierenden Fragen der Gesetzgebung und des Gesetzesvollzuges, insbesondere Sicherheitsfragen, ausführlich erörtert. Das Gremium fasst seine Beschlüsse in der Regel einvernehmlich. Im Falle eines fachlichen oder rechtlichen Dissenses entscheidet außerhalb des LAA im Einzelfall die Bundesaufsicht. Der Länderausschuss für Atomkernenergie besteht aus dem Hauptausschuss sowie vier nachgeordneten Fachausschüssen für die Themen Recht, Reaktorsicherheit, Strahlenschutz sowie Brennstoffkreislauf. Die Fachausschüsse verfügen je nach Bedarf über ständige oder Ad-hoc-Arbeitskreise.

Hauptausschuss, Fachausschüsse und die permanenten Arbeitskreise tagen mindestens zweimal jährlich, bei Bedarf häufiger. In Fällen großen Abstimmungsbedarfs zwischen Bund und Ländern, wie dies z. B. bei der Bewältigung der Fragen des Stopps der Brennelementtransporte der Fall war, werden in kurzer Folge Sondersitzungen der zuständigen Gremien einberufen.

Auf dem Feld der Gesetzgebung ist der LAA ein wichtiges Mittel zur frühzeitigen und umfassenden Beteiligung der Länder, welches die förmlichen Mitwirkungsrechte der Länder am Gesetzgebungsverfahren durch den Bundesrat ergänzt.

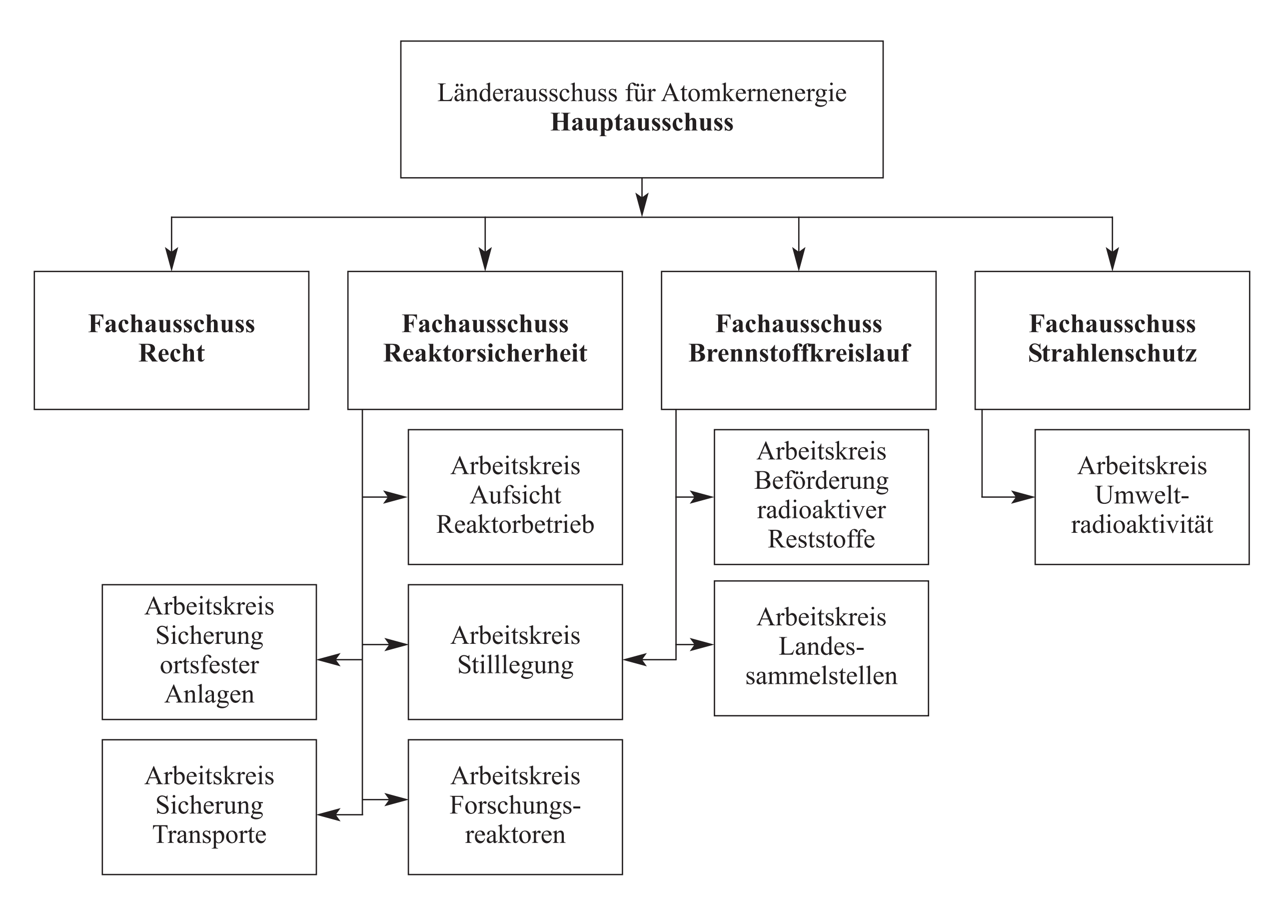
Personal und Finanzierung

Der behördliche Personalaufwand für Genehmigung und Aufsicht ist nicht abstrakt zahlenmäßig festgelegt. Er ist konkret abhängig davon, ob und wie viele Kernkraftwerke in einem Bundesland der Genehmigung und Aufsicht unterliegen. Für die staatliche Aufsicht, insbesondere einschließlich Gutachtertätigkeit, ergibt sich ein Personaleinsatz von 30 bis 40 Mannjahren pro Jahr und Kernkraftwerksblock. Die den Behörden zur Verfügung stehenden Mittel für eigenes Personal und für die Zuziehung von Sachverständigen werden vom Bundestag und den Landesparlamenten im jeweiligen Haushaltsplan festgesetzt.

Die Erteilung von Genehmigungen für Kernkraftwerke sowie die Aufsichtstätigkeiten sind kostenpflichtig, die

Abbildung 8.1

Länderausschuss für Atomkernenergie



Kosten werden vom Genehmigungsinhaber an die Staatskasse gezahlt. Für eine Errichtungs- und Betriebsgenehmigung eines Kernkraftwerkes sind insgesamt 2 Promille der Errichtungskosten zu zahlen. Eine genehmigungspflichtige Veränderung kostet zwischen 500 und 500 000 Euro. Die Gebühren für die Aufsicht werden nach dem entstandenen Aufwand für einzelne Tätigkeiten abgerechnet und betragen zwischen 25 und 250 000 Euro. Die Vergütungen für die zugezogenen Sachverständigen werden als Auslagen ebenfalls durch den Antragsteller oder Genehmigungsinhaber erstattet.

Sachverständige

Das Sachverständigenwesen hat in Deutschland eine lange Tradition. Die Anfänge liegen in den privaten Dampfkesselüberwachungsvereinen im 19. Jahrhundert, die durch Einführung von unabhängigen Überwachungen die Qualität, Sicherheit und Zuverlässigkeit solcher Anlagen verbessern halfen.

Bei ihrer Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit können die Landesministerien Gutachterorganisationen oder Einzelsachverständige zuziehen. In § 12 Atomgesetz sind die bei der Beauftragung von Sachverständigen zu berücksichtigenden Gesichtspunkte genannt:

– Ausbildung,

– berufliche Kenntnisse und Fähigkeiten,

– Zuverlässigkeit und

– Unparteilichkeit.

Weitere Konkretisierungen der Anforderungen enthalten Richtlinien [3-8, 3-34].

Mit der Einbeziehung von Sachverständigen wird eine vom Antragsteller unabhängige Beurteilung der sicherheitstechnischen Sachverhalte vorgenommen. Die Sachverständigen nehmen dazu eigene Prüfungen und Berechnungen vor mit vorzugsweise anderen Methoden und Rechenprogrammen als der Antragsteller. Die an den abgegebenen Gutachten beteiligten Personen unterliegen keiner fachlichen Weisung, sie werden der beauftragenden Behörde namentlich genannt. Die Behörden sind in ihren Entscheidungen nicht an die Beurteilung der Sachverständigen gebunden.

Für seine bundesaufsichtlichen Aktivitäten zieht das Bundesumweltministerium in gleicher Weise bei Bedarf Sachverständige aus dem In- und Ausland zu.

Bundesamt für Strahlenschutz

Das Bundesumweltministerium wird bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht über die Landesministerien durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) unterstützt auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Es wurde 1989 als nachgeordnete Behörde des BMU gegründet und hat u. a. folgende Aufgaben:

– staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen,

– Errichtung und Betrieb von Endlagern,

– Genehmigung der Aufbewahrung von Kernbrennstoffen,

– Genehmigung der Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen,

– Führung eines Registers über die Strahlenexposition beruflich strahlenexponierter Personen,

– Ermittlung von Referenzwerten für die medizinische Diagnostik,

– Unterstützung in Fragen der kerntechnischen Sicherheit,

– Dokumentation meldepflichtiger Ereignisse in kerntechnischen Anlagen.

Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission

Weiterhin wird das Bundesumweltministerium von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) beraten. Die Reaktor-Sicherheitskommission wurde 1958 gebildet, die Strahlenschutzkommission 1974. In den Kommissionen müssen Unabhängigkeit, Qualifikation und Widerspiegelung des technisch-wissenschaftlichen Meinungsspektrums gewährleistet sein, die Mitglieder sind durch Satzungen zur neutralen und wissenschaftlich nachvollziehbaren Meinungsäußerung verpflichtet. Derzeit bestehen die Kommissionen aus 15 bzw. 16 Mitgliedern verschiedener Fachrichtungen. Die Mitglieder werden vom BMU berufen, beide Gremien wurden 1999 neu besetzt. Der Schwerpunkt ihrer Tätigkeit liegt vor allem in der Beratung von Fragen grundlegender Bedeutung sowie in der Initiierung weiterführender sicherheitstechnischer Entwicklungen. Die Beratungsergebnisse der Kommissionen werden in allgemeinen Empfehlungen und einzelfallbezogenen Stellungnahmen gefasst und können veröffentlicht werden.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) ist eine zentrale Gutachterorganisation. Sie betreibt, vorwiegend im Auftrag des Bundes, wissenschaftliche Forschung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und unterstützt das Bundesumweltministerium in Fachfragen. In begrenztem Maße wird die GRS auch im Auftrag der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder tätig.

Der Kerntechnische Ausschuss

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) wurde 1972 gebildet beim – damals zuständigen – Bundesinnenministerium und setzt sich aus den fünf Fraktionen der Hersteller, der Betreiber, der Behörden des Bundes und der Länder, der Gutachter und der Vertreter öffentlicher Belange – z. B. der Gewerkschaften, des Arbeitsschutzes und der Haftpflichtversicherer – zusammen. Nach seiner Satzung formuliert er detaillierte Regelungen (Kapitel 7 (2i)), wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller,

Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet.“ Die Regelungen werden in Unterausschüssen und Arbeitsgremien von Fachleuten erarbeitet und vom KTA verabschiedet. Die fünf Fraktionen sind gleich stark mit jeweils zehn Stimmen vertreten. Eine Regel wird nur verabschiedet, wenn 5/6 der Mitglieder dem zustimmen. Keine geschlossen stimmende Fraktion kann somit überstimmt werden.

8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie

Im Rahmen der ersten Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit wurde von verschiedenen Vertragsstaaten die Einhaltung der im Übereinkommen geforderten organisatorischen Trennung der deutschen atomrechtlichen Behörden kritisch hinterfragt. Im Vordergrund stand dabei die Frage, inwieweit die Erfüllung des Artikel 8 (2) des Übereinkommens dadurch berührt sei, dass die Aufgabenwahrnehmung für die Bereiche der Kernenergieaufsicht und der Energiewirtschaftsförderung teilweise innerhalb einer Behörde verankert seien.

Die Bundesregierung hat deshalb diese Frage aufgegriffen und stellt die Ergebnisse im Folgenden ausführlich dar. Zusammenfassend wird bestätigt, dass Institutionen, die sich mit der Nutzung oder Förderung der Kernenergie befassen, und Institutionen, die für die Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke zuständig sind, in Deutschland die notwendige rechtliche und organisatorische Trennung aufweisen.

Anforderungen der Konvention

Artikel 8 (2) des Übereinkommens enthält eine materielle Schutzvorschrift, die die organisatorisch-strukturelle Trennung der Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit des Staates von dessen Förderungstätigkeit fordert. Die für die staatliche Organisation der Aufgabenwahrnehmung hieraus erwachsenen Konsequenzen lassen sich mit Blick auf den Zweck der Regelung sowie die Tatsache bestimmen, dass der Trennungsgrundsatz aufgrund der in den Vertragsstaaten zum Teil sehr unterschiedlich ausgestalteten nationalen Rechtssysteme offen formuliert ist.

Das Übereinkommen über nukleare Sicherheit dient der Wahrung und Entwicklung des Sicherheitsniveaus von Kernanlagen. In diesem Zusammenhang soll die durch Artikel 8 (2) des Übereinkommens geforderte wirksame Trennung eine von Förderungsinteressen unbeeinflusste Überwachung von Kernanlagen gewährleisten.

Die angesprochene Tätigkeit der Genehmigung und Aufsicht durch staatliche Stellen nimmt notwendig hoheitliche Befugnisse gegenüber den Betreibern in Anspruch. In einem demokratischen Rechtsstaat, wie der Bundesrepublik Deutschland, bedarf die Ausübung staatlicher Gewalt der Legitimation durch den Souverän, das Volk. Entsprechend den aus Artikel 20 (2) des Grundgesetzes folgenden verfassungsrechtlichen Vorgaben wird diese Legitimation durch die Letztverantwortlichkeit der jeweiligen politischen Entscheidungsträger vermittelt.

Verwirklichung in Deutschland

In rechtlicher Hinsicht ist darauf hinzuweisen, dass die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden – sowohl auf Bundes- wie auf Landesebene – staatliche Verwaltungsstellen sind. Von Verfassungs wegen sind diese Stellen daran gebunden (Artikel 20 (3) des Grundgesetzes), nach Recht und Gesetz zu handeln. Dabei steht die Verpflichtung aus dem Atomgesetz im Vordergrund, die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage auf Grundlage des Standes von Wissenschaft und Technik im kerntechnischen Bereich zu gewährleisten. Der ursprünglich in § 1 des Atomgesetzes genannte Zweck der Förderung der friedlichen Nutzung der Kernenergie soll nach dem Willen der Bundesregierung zudem durch die Novellierung des Gesetzes wegfallen.

In organisatorischer Hinsicht ist zwischen der auf Länderebene angesiedelten Tätigkeit der zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie der dem Bund zustehenden Aufsichts- und Weisungsrechte zu unterscheiden. Teilweise sind in den Ländern, parallel zur Situation auf Bundesebene, für Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen einerseits, sowie der Förderung und Nutzung der Kernenergie andererseits unterschiedliche Ministerien verantwortlich. Soweit die Aufgabenerfüllung der Bereiche Kernenergieaufsicht und Energiewirtschaftsförderung innerhalb eines Ministeriums verankert sind, wird die Trennung durch die Zuständigkeit jeweils eigenständiger Organisationseinheiten gewährleistet. Zur Unterstützung der staatlichen Verwaltungsstellen kann in Fachfragen auf – privatrechtlich organisierte – Sachverständige zurückgegriffen werden, die ihrerseits zu einer unparteiischen und qualifizierten Aussage verpflichtet sind (Kapitel 7 (2ii) und (2iii) und Kapitel 8(1)).

Für das aus den Artikeln 85 (3) und 87 c des Grundgesetzes folgende Weisungsrecht des Bundes in Fragen der Genehmigung und Aufsicht von Kernanlagen ist das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zuständig, das seinerseits keine Aufgaben hinsichtlich der Nutzung und Förderung der Kernenergie wahrnimmt.

Auch andere Stellen der Bundesregierung fördern die Kernenergienutzung nicht. Die Politik der Bundesregierung ist vielmehr darauf gerichtet, die Kernenergienutzung geordnet zu beenden. Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wurde daher das Studium neuer Reaktorlinien beendet. Die Mittel für die Verbesserung der sicherheitstechnischen Kenntnisse und die Weiterentwicklung der Methoden zur Sicherheitsbewertung sollen allmählich zur Erforschung alternativer Energien hin verlagert werden.

Gegenüber den genannten staatlichen Stellen sind die Betreiber von Kernkraftwerken – als Nutzer und gegebenenfalls Förderer der Kernenergie – privatrechtliche Wirt-

schaftsunternehmen. Diese sind entweder selber Stromversorgungsunternehmen oder haben überwiegend Gesellschafter aus den Reihen der deutschen Stromversorgungsunternehmen. Diese Gesellschafter sind ihrerseits privatrechtlich organisierte Unternehmen, in der Regel Aktiengesellschaften (Kapitel 11 (1)) ohne Einfluss auf das sicherheitsgerichtete Handeln der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

Auch bei den Verhandlungen zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen über den Atomausstieg hat die Bundesregierung von vornherein klargestellt, dass es keine Abstriche bei der Sicherheit geben kann.

Im Ergebnis ist daher festzustellen, dass die staatliche Organisation in Deutschland die Anforderungen von Artikel 8 (2) des Übereinkommens erfüllt.

9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

Die primäre Verantwortung für die Sicherheit eines Kernkraftwerks liegt beim Genehmigungsinhaber. Diesem darf die Genehmigung nur erteilt werden, wenn er die in Kapitel 7 (2ii) aufgeführten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt. Eine dieser Voraussetzungen ist, dass die verantwortlichen Personen zuverlässig sind. Sie müssen auch die erforderliche Fachkunde nachweisen. Damit sind die Voraussetzungen für eine verantwortliche Ausübung der Genehmigung geschaffen.

Der Verantwortliche bei Kapitalgesellschaften mit mehreren vertretungsberechtigten Vorstandsmitgliedern wird der Behörde benannt. Dieser Verantwortliche hat auch für eine funktionsfähige Organisation und fachkundiges Personal im Kernkraftwerk einzustehen. Der übrige verantwortliche Personenkreis ist in einer speziellen Fachkunderichtlinie [3-2] konkretisiert:

– Der Leiter der Anlage trägt die Verantwortung für den sichereren Betrieb der gesamten Anlage, insbesondere für die Einhaltung der Bestimmungen des Atomrechts und der Genehmigungen. Er ist weisungsbefugt gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern.
– Die Fach- oder Teilbereichsleiter tragen für ihren technischen Bereich die Verantwortung und sind weisungsbefugt gegenüber den Mitarbeitern.
– Das verantwortliche Schichtpersonal aus Schichtleitern, Schichtleitervertretern und Reaktorfahrern hat die Aufgabe, im Rahmen der bestehenden Betriebsanweisungen und des vorgesehenen Fahrplanes bei bestimmungsgemäßem Betrieb die Anlage zu bedienen und bei Störfällen entsprechend zu handeln („unmittelbarer Betriebsablauf“).

Ein Eingriff des Leiters der Anlage oder der Fach- oder Teilbereichsleiter in den unmittelbaren Betriebsablauf erfolgt nur in begründeten Ausnahmefällen. Außerhalb der normalen Tagesarbeitszeit trägt der Schichtleiter in Vertretung für den Leiter der Anlage die Verantwortung für den sicheren Betrieb des Kernkraftwerks. Für die Schichtleiter sowie deren Vertreter und die Reaktorfahrer sind Fachkundeprüfungen und die behördliche Lizensierung vorgeschrieben (Kapitel 11 (2)).

Der Inhaber einer Genehmigung ist als so genannter Strahlenschutzverantwortlicher zugleich für den Gesamtbereich des Strahlenschutzes verantwortlich (Kapitel 15). Für die fachliche Tätigkeit und die Beaufsichtigung des Betriebes sind zusätzlich Strahlenschutzbeauftragte zu benennen. Diese sorgen gemeinsam mit dem Strahlenschutzverantwortlichen für die ordnungsgemäße Einhaltung aller Schutz- und Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung (Kapitel 15). Die Strahlenschutzbeauftragten dürfen bei der Erfüllung ihrer Pflichten nicht behindert oder wegen ihrer Tätigkeit benachteiligt werden.

Für die speziellen Belange der kerntechnischen Sicherheit wurde als weitere Instanz innerhalb der Betriebsorganisation der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte geschaffen [1A-17]. Dieser überwacht unabhängig von den unternehmerischen Anforderungen eines wirtschaftlichen Anlagenbetriebes die Belange der kerntechnischen Sicherheit in allen Betriebsbereichen. Er wirkt bei allen Änderungsmaßnahmen mit, beurteilt die meldepflichtigen Ereignisse (Kapitel 19 (vi)) und die Betriebsauswertung und hat jederzeit Vortragsrecht bei dem Leiter der Anlage.

Sowohl die Strahlenschutzbeauftragten als auch der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte üben ihre Tätigkeiten unabhängig von der Unternehmenshierarchie aus.

Weitere Personen mit herausgehobener Stellung und besonderen Funktionen für die Anlagensicherheit und mit Vortragsrecht beim Leiter der Anlage sind nach der Fachkunderichtlinie [3-2]:

– der Ausbildungsleiter,
– der Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung und
– der Objektsicherungsbeauftragte.

Die Struktur der Betriebsorganisation liegt – unter Berücksichtigung der Vorgaben über die oben genannten verantwortlichen Personen und ihrer Aufgaben und von Regelungen aus dem Bereich der Qualitätssicherung (Kapitel 7 (2i), KTA-Regeln) – im Ermessen des Betreibers. Der Organisationsplan des Kernkraftwerkes mit Verteilung der Aufgaben und Benennung der verantwortlichen Personen ist der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde vorzulegen.

Alle Durchsetzungsmaßnahmen der zuständigen Behörden richten sich zunächst an den Inhaber der Genehmigung mit dem Ziel, dass die verantwortlichen Personen ihren Verpflichtungen persönlich nachkommen. Ist dies nicht der Fall, kann die Behörde die als Genehmigungsvoraussetzung erforderliche Zuverlässigkeit dieser Personen infrage stellen. Folgerichtig richten sich dann insbesondere Ordnungswidrigkeits- und Strafverfahren bei Regelverstößen gegen einzelne Personen (Kapitel 7 (2iv)).

10 Vorrang der Sicherheit

Die Gewährleistung der kerntechnischen Sicherheit ist der zentrale Zweck des deutschen Atomgesetzes. Er ist bei der Anwendung stets zu berücksichtigen. Bereits 1972 hat das Bundesverwaltungsgericht als oberstes deutsches Verwaltungsgericht entschieden, dass die kerntechnische Sicherheit Vorrang vor den übrigen Gesetzeszwecken hat. Dieses Urteil wurde in ständiger Rechtsprechung bestätigt. Konkretisiert wird dieser Grundsatz in § 7 des Atomgesetzes, nach dem eine Genehmigung zur Errichtung, Betrieb oder Änderung eines Kernkraftwerkes nur erteilt werden darf, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist (Vorsorgeaspekt).

Bei Abfassung der atomrechtlichen Verordnungen wie auch der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften, Regeln und Richtlinien für Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken (Kapitel 7(1)), in denen die Anforderungen an die technische Realisierung festgeschrieben sind, stand dieser Vorsorgeaspekt stets im Vordergrund. Auch bei der Weiterentwicklung der Anforderungen zur nuklearen Sicherheit ist dem Vorsorgeaspekt Rechnung zu tragen.

Wesentliches Element für die Umsetzung des Sicherheitsvorrangs in der Praxis ist nach wie vor die primäre Verantwortung der Betreiber für die kerntechnische Sicherheit (Kapitel 9). Dabei muss das Sicherheitsmanagement alle Maßnahmen umfassen, die zur Gewährleistung eines ausreichenden Sicherheitsniveaus erforderlich sind und es muss absehbaren neuen Herausforderungen vorausschauend begegnen.

Mit der am 11. Juni 2001 unterzeichneten Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 werden die Rahmenbedingungen für die Umsetzung der Entscheidung der Bundesregierung definiert, die Stromerzeugung aus Kernenergie geordnet zu beenden. Kernpunkt der Vereinbarung ist die Übereinkunft, die Nutzung der bestehenden Kernkraftwerke durch die Begrenzung der Produktion von Strommengen zu befristen, wobei von einer Gesamtlaufzeit von 32 Jahren ausgegangen wurde. Damit sind neue Herausforderungen an Erhalt und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit und der Sicherheitskultur verbunden. Während der Restlaufzeiten ist der von Recht und Gesetz geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter zu gewährleisten, Abstriche am Sicherheitsniveau sind nicht zulässig. Insbesondere

- dürfen ökonomische Zwänge nicht zu Einschränkungen der Sicherheitsvorkehrungen oder zu einem Verzicht auf sicherheitstechnischen Nachrüstungen führen,
- muss die sicherheitstechnische Kompetenz so lange erhalten bleiben, wie dies für den sicheren Betrieb während der Restlaufzeit erforderlich ist.

Die Bundesregierung ist sich dieser neuen Herausforderungen bewusst, ohne bereits über konkrete Lösungen zu verfügen. Sie entwickelt zusammen mit den zuständigen Landesbehörden ein entsprechendes Arbeitsprogramm (Aktivitäten der Atomaufsicht des Bundes). Dabei wird die Bundesregierung dafür Sorge tragen, dass es auf keinen Fall zu Abstrichen am Sicherheitsniveau kommt, sondern dass dem Grundsatz „Sicherheit hat Vorrang“ weiterhin nachdrücklich Geltung verschafft wird.

11 Finanzmittel und Personal

11 (1) Finanzmittel

Aufwendungen der Genehmigungsinhaber

Alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke werden von privaten Kapitalgesellschaften geführt. Die Bereitstellung der Finanzmittel erfolgt durch die Kapitalgeber aus den Verkaufserlösen der Stromproduktion. Neben der Anpassung der Anlagensicherheit beinhalten die Aufwendungen auch Investitionen in die betriebliche Zuverlässigkeit und die Wirtschaftlichkeit der Anlagen. Die Finanzierung erfolgt im Allgemeinen auf der Grundlage von Wirtschaftsplänen, in denen die jeweils notwendigen Mittel für die vorgesehenen Maßnahmen des Folgejahres aufgelistet sind. Bei größeren Nachrüstungen, die sich über mehrere Jahre erstrecken, werden projektbezogene Ablaufpläne erstellt, welche die notwendigen Finanzmittel über die Laufzeit verteilt enthalten. Die Genehmigung von Projekten durch die Geschäftsführungen oder die Aufsichtsgremien erstreckt sich immer auch auf die benötigten Finanzmittel.

Die Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber (VGB), dem die Betreiber aller Kernkraftwerke in Deutschland und einiger ausländischer Kernkraftwerke angehören, wendet ca. 2 bis 3 Millionen Euro jährlich für Erfahrungsauswertung und Erfahrungsrückfluss (Kapitel 19 (vii)) auf. In den letzten zehn Jahren wurden darüber hinaus vom VGB ca. 350 Projekte finanziert, von denen ca. ¾ unmittelbare Projekte zur Verbesserung der Sicherheit mit einem Gesamtaufwand von ca. 70 Millionen Euro waren.

Um die Folgekosten des Kernkraftwerksbetriebes zu tragen, sind die Betreiber nach Handelsrecht verpflichtet, Rückstellungen für die Stilllegung und Beseitigung der Anlagen sowie für die Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Stoffe einschließlich der abgebrannten Brennelemente zu bilden. Diese Rückstellungen sind steuerfrei. Bislang wurden Rückstellungen in Höhe von ca. 35 Milliarden Euro gebildet, von denen etwa 45 % auf die Stilllegung und Beseitigung entfallen und etwa 55 % auf die Entsorgung. Aufgrund der 1999 geänderten steuerrechtlichen Regelungen muss ein Teil dieser Rückstellungen nachträglich aufgelöst werden, vor allem weil nunmehr die Mittel mit einem Zinssatz von 5,5 % auf den prognostizierten Verwendungszeitpunkt abzuzinsen sind. Die zur Deckung der Stilllegungs- und Entsorgungskosten zur Verfügung zu

stellenden Mittel ergeben sich somit aus den jährlich zurückgestellten Beträgen, sowie einer Verzinsung von 5,5 %.

Über die rechnerische Abzinsung von 5,5 % hinausgehende Erträge aus den Rückstellungen stehen den Kernkraftwerksbetreibern zusätzlich zur Verfügung. Eine im Auftrag des BMU im Jahr 2000 durchgeführte Untersuchung hat ergeben, dass bei fast allen Kernkraftwerken die abgeschätzten Einnahmen aus Zins- und Beteiligungserträgen aus den Rückstellungen höher liegen als aus dem eigentlichen Stromgeschäft und sogar bei etwa der Hälfte der Kernkraftwerke ohne diese Einnahmen ein negatives Geschäftsergebnis vorliegen würde.

Staatliche finanzielle Aufwendungen

Die Personalaufwendungen der Länder für Genehmigung und Aufsicht sind in den Länderhaushalten enthalten; die projektspezifischen Kosten für Genehmigung und Aufsicht werden den Antragstellern und Genehmigungsinhabern in Rechnung gestellt (Kapitel 8 (1)).

Von der Bundesregierung werden mit derzeit jährlich ca. 24 Millionen Euro die bundesaufsichtlichen Aktivitäten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit finanziert, die für Erfahrungsauswertung, sicherheitstechnische Untersuchungen, Entwicklung fortgeschrittener Anforderungen an kerntechnische Einrichtungen und Bearbeitung von Sach- und Einzelfragen im Bereich Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke erforderlich sind. Weiterhin werden mit jährlich ca. 9 Millionen Euro Untersuchungen im Bereich Strahlenschutz finanziert.

Die Bundesrepublik Deutschland beteiligt sich an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung des Sicherheitsstandards von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung. Die Bundesregierung stellt derzeit jährlich ca. 18 Millionen Euro für Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung bereit. Die Forschungsarbeiten betreffen unter anderem experimentelle oder analytische Untersuchungen zum Anlagenverhalten von Leichtwasserreaktoren bei Störfällen, zur Sicherheit druckführender Komponenten, zum Kernschmelzen und zum menschlichen Verhalten sowie zur zerstörungsfreien Früherkennung von Schädigungen bei schwer prüfbaren Werkstoffen und die Entwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen.

Weitere finanzielle Mittel stellt die Bundesrepublik Deutschland für die Stilllegung derjenigen kerntechnischen Anlagen zur Verfügung, für die der Bund die Verantwortung übernommen hat (Pilotanlagen, Versuchs- und Forschungsreaktoren). Jährlich werden hierfür ca. 260 Millionen Euro ausgegeben. Hinzu kommen jährlich ca. 33 Millionen Euro für die zugehörigen gesetzlichen Endlageraufwendungen.

11 (2) Personal und Personalqualifikation

Die in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. In den Einzelblockanlagen sind ca. 300 Mitarbeiter und bei den Doppelblockanlagen ca. 500 Mitarbeiter tätig. Darüber hinaus ist Personal für Projektmanagement, Projektplanung, Genehmigungsverfahren und technische Unterstützung zum Teil auch in den Hauptverwaltungen der Betreiberunternehmen beschäftigt. Neben dem Eigenpersonal wird in den deutschen Kernkraftwerken in großem Umfang Personal von Fremdfirmen eingesetzt, insbesondere für Instandhaltungsaufgaben im Rahmen der Jahresrevisionen, bei Brennelementwechsel und bei Anlagenänderungen. Darin eingeschlossen ist auch Personal der Hersteller von Kernkraftwerken und andere externe Spezialisten für besondere Aufgaben, z. B. für vertraglich vereinbarte Instandhaltung und Prüfung bestimmter Komponenten.

Vorschriften zur Personalqualifikation

In § 7 des Atomgesetzes [1A-3] ist als Genehmigungsvoraussetzung festgelegt, dass die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb eines Kernkraftwerks nur erteilt werden darf, wenn die für Errichtung und Betrieb verantwortlichen Personen die erforderliche Fachkunde besitzen. Ebenso müssen auch die beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über den sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen. Weiterhin dürfen keine Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Personals bestehen. Allen Genehmigungsanträgen für Errichtung, Betrieb oder wesentliche Veränderung sind somit die entsprechenden Nachweise über die Fachkunde der verantwortlichen Personen und die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen beizufügen [1A-10]. Die Zuverlässigkeit wird unmittelbar durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde nach den Vorgaben der Verordnung [1A-19] überprüft. Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht (Kapitel 7 (2iii)) werden die Fachkundenachweise und die regelmäßigen Schulungsmaßnahmen zum Erhalt der Fachkunde sowie zur Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse überprüft.

Die Anforderungen für die Qualifikation und die fachspezifischen Kenntnisse des Personals sind in den Richtlinien zur Fachkunde [3-2] und [3-27] festgelegt. Die dort genannten Eingangsqualifikationen bauen auf der beruflichen Ausbildung und Qualifikation des technischen Personals auf.

Das öffentliche Berufsbildungssystem in Deutschland schafft die notwendigen Voraussetzungen dafür, dass die Betreiber von Kernkraftwerken Facharbeiter, Meister, Techniker, Ingenieure und Wissenschaftler einstellen können, die im Rahmen ihrer Schul- und Berufsausbildung eine den beruflichen Anforderungen entsprechende technische Grundausbildung mit einer staatlich anerkannten Abschlussprüfung erhalten haben. Im Allgemeinen sind die Mitarbeiter in den handwerklichen und ingenieurtechnischen Fachdisziplinen Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Elektrotechnik, Physik oder Chemie bereits qualifiziert, bevor sie ihre Tätigkeit im Kernkraftwerk aufnehmen. Die Ingenieure können sich während des Studiums auf Kerntechnik spezialisieren. Zusätzlich zur öffentlichen Berufsausbildung haben die Kraftwerksbetrei-

ber 1970 eine Kraftwerksschule gegründet, um den Anforderungen an das Kraftwerkspersonal Rechnung zu tragen durch Ausbildungsgänge zum Kraftwerker und zum Kraftwerksmeister der Disziplinen Maschinentechnik, Elektrotechnik, Mess-, Steuer- und Regeltechnik sowie Kerntechnik.

Die oben erwähnten Richtlinien zur Fachkunde in Kernkraftwerken [3-2; 3-27] werden ergänzt durch die Richtlinien [3-38; 3-39; 3-40; 3-61; 3-65] zur Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals, zum Erhalt der Fachkunde und zu der besonderen Fachkunde der verantwortlichen Personen im Strahlenschutz. Die Richtlinien beschreiben für das technische Personal in Kernkraftwerken die funktionsbezogene Eingangsqualifikation, Aus- und Weiterbildungsanforderungen, die Schulungsdurchführung, den praktischen Erfahrungserwerb sowie die für das verantwortliche Schichtpersonal je nach Zuständigkeit erforderlichen Prüfungen und Lizenzierungen. Unter Berücksichtigung der Sicherheitsrelevanz der Tätigkeiten sind die Anforderungen an das verantwortliche Schichtpersonal detailliert geregelt.

Als verantwortliches Personal werden im Regelwerk die folgenden Funktionen beschrieben:

– der Leiter der Anlage,
– die Fach- oder Teilbereichsleiter,
– das verantwortliche Schichtpersonal,
– der Ausbildungsleiter,
– der Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung,
– die Strahlenschutzbeauftragten,
– der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und
– der Objektsicherungsbeauftragte.

Für den nicht zum verantwortlichen Personal zählenden Personenkreis (sonst tätige Personen) sind in der Richtlinie [3-27] bestimmte sicherheitsbezogene Kenntnisse festgelegt, zu denen mindestens die Themenbereiche Strahlenschutz, Brandschutz, Arbeitsschutz und Betriebskunde gehören. Hierzu werden gemäß den in dieser Richtlinie enthaltenen Anforderungen je nach Art der Tätigkeit berufliche Qualifikationen und in unterschiedlichem Umfang und Tiefgang praktische Erfahrungen und Kenntnisnachweise sowie Einweisungen am Arbeitsplatz gefordert. Für das sonst tätige Personal sind die folgenden Personengruppen unterschieden:

– einsatzlenkendes Personal,
– Leitstandsfahrer,
– Einsatzpersonal,
– Assistenzpersonal,
– Nebenbereichspersonal.

Diese Personengruppen umfassen gleichermaßen auch das eingesetzte Fremdpersonal.

Für die Planung, Durchführung, Verfolgung und Dokumentation der Schulung ist der Ausbildungsleiter des Betreibers der Kernkraftwerks verantwortlich. Dieser erstellt auf der Grundlage der in [3-27; 3-28; 3-39] enthaltenen Lernziele ein anlagen- und aufgabenspezifisches Programm zum Erwerb der Fachkunde und zum Fachkundeerhalt. Die Schulungen für das verantwortliche Schichtpersonal finden statt in einer kerntechnischen Lehrstätte, beim Hersteller, im Kernkraftwerk selbst und an einem anlagenspezifischen Trainings-Vollsimulator.

Ausbildung von Schichtpersonal

Neu eingestelltes Schichtpersonal nimmt zunächst an einem dreimonatigen externen kerntechnischen Grundlagenkurs teil, der einer Anerkennung nach einheitlichen Kriterien [3-65] durch die zuständigen Behörden bedarf und der mit Prüfungen auf dem jeweiligen Ausbildungsniveau abschließt. Im Rahmen der Kundenschulung durch den Hersteller finden Spezialkurse (z. B. Thermohydraulik-, Leittechnik-, Pumpenkurse) und mehrwöchige Systemkurse statt, die den Aufbau, die Funktion und den Betrieb aller wesentlichen Systeme der Anlage zum Inhalt haben. Die anlagenspezifische Erstschulung im Kernkraftwerk selber setzt sich aus theoretischem Unterricht, einer Mitarbeit in verschiedenen Fachabteilungen und einer längeren Teilnahme am Schichtdienst auf der Warte zusammen. Für das Simulatortraining sind mindestens sieben Wochen (Siedewasserreaktor) bzw. acht Wochen (Druckwasserreaktor) vorgeschrieben. Die Erstschulung am Simulator erstreckt sich über alle Betriebszustände, von den Fahrweisen des Normalbetriebs, des anomalen Betriebs und der Störfallbeherrschung bis hin zu auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen.

Die Qualifizierung des verantwortlichen Schichtpersonals schließt mit einer schriftlichen und einer mündlichen Prüfung ab. Die mündlichen Prüfungen werden von einem Prüfungsausschuss abgenommen, der sich aus Vertretern der Aufsichtsbehörde, unabhängigen Experten, Vertretern der Kursstätten (nur bei kerntechnischer Grundlagenprüfung) und des Betreibers (anlagenspezifische Prüfung) zusammensetzt. Für eine positive Prüfungsentscheidung ist Einstimmigkeit vorgeschrieben.

Angehörige des verantwortlichen Schichtpersonals erhalten nach Erfüllung aller Zulassungsvoraussetzungen eine unbefristete Zulassung in ihrer Funktion für das betreffende Kernkraftwerk. Die Teilnahme an Schulungen zum Fachkundeerhalt, am Simulatortraining und mindestens zwei Wochen pro Halbjahr Tätigkeit auf der Warte sind erforderlich, um die Lizenz zu erhalten. Eine erneute Fachkundeprüfung ist erforderlich, wenn der Lizenzinhaber zu einem anderen Kernkraftwerk überwechselt oder für längere Zeit (mehr als ein Jahr) die betreffende Funktion nicht ausgeübt hat.

Die physische Eignung des verantwortlichen Schichtpersonals für den Einsatz auf der Kernkraftwerkswarte wird durch medizinische Untersuchungen ermächtigter Ärzte

vor Beginn ihrer verantwortlichen Tätigkeit festgestellt. Die physische und psychische Eignung wird durch jährliche medizinische Untersuchungen und über die laufende Beobachtung durch Vorgesetzte auch in der Folgezeit überprüft. Dies erfolgt unmittelbar auf Veranlassung des Betreibers.

Schulung an Simulatoren und Modellen

Für alle Kernkraftwerke existieren anlagenähnliche, zum Teil anlagenspezifische Vollsimulatoren. Zwei Simulatoren befinden sich am Anlagenstandort (Stade und Krümmel). Alle anderen Simulatoren, insgesamt 13, sind im zentralen Simulatorzentrum der Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH (KSG) in Essen eingerichtet. Die Schulungen werden von der Gesellschaft für Simulatorschulung mbH (GfS) durchgeführt. Beide Gesellschaften mit insgesamt ca. 150 Mitarbeitern zur Instandhaltung und Weiterentwicklung der Simulatoren und zur Durchführung der Schulungen sind gemeinsame Tochterunternehmen der deutschen Kernkraftwerksbetreiber. Tabelle 11.1 zeigt die Zuordnung der Kernkraftwerke zu den vorhandenen Simulatoren.

Betreibervorgaben gewährleisten einen einheitlichen hohen Standard der Simulatoren, die Qualifikation der Instruktoren und eine adäquate Kursgestaltung. Für Schulungen zum Erhalt der Fachkunde sind mindestens 20 Tage pro Dreijahreszyklus mit mindestens 80 Stunden Übungen am Simulator (Druckwasserreaktor) und 15 Tage pro Dreijahreszyklus mit 60 Stunden Übungen am Simulator (Siedewasserreaktor) vorgeschrieben. Normalbetrieb, anomale Betriebszustände, Störfälle und auch auslegungsüberschreitende Störfälle sind die Schwerpunkte der Übungen. Das Schulungsprogramm des Simulatorzentrums wird im Auftrag des Bundesumweltministeriums regelmäßig von einem Gutachter überprüft.

Ein weiterer Simulator wird seit 1990 von der Kernkraftwerks-Herstellerfirma Siemens erst in Karlstein und seit 1997 in Offenbach betrieben. Hierbei handelt es sich im Rahmen des firmeneigenen Trainingszentrums um einen nuklearen Funktionstrainer. Es ist ein Anlagensimulator für die wichtigsten sicherheitstechnischen Vorgänge in einem Druckwasserreaktor neuerer Bauart (4. Generation, Konvoi).

Ein Glasmodell des Primärsystems eines Druckwasserreaktors im Maßstab 1:10 befindet sich beim Kernkraftwerk Biblis und erlaubt das Studium und die anschauliche Darstellung thermohydraulischer Phänomene bei Störfällen. Dieses Glasmodell wird durch das Personal aller Kernkraftwerke, auch das der Siedewasserreaktoren, für Ausbildungszwecke der Erstschulung und der Weiterbildung genutzt.

Erhalt der Fachkunde, Weiterbildung

Die Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals werden als Dreijahres-Programme geplant und durchgeführt. Sie werden regelmäßig neuen Erkenntnissen oder Sachverhalten angepasst. Der zeitliche Mindestumfang der jährlichen Wiederholungsschulung beläuft sich auf 100 Stunden; unter Einbeziehung des vorgeschriebenen Simulatortrainings ergeben sich im Durchschnitt etwa 150 Stunden. In die Schulungen einbezogen werden unter anderem durchgeführte Änderungen an der Anlage oder ihrer Betriebsweise, neue behördliche Auflagen und Anordnungen sowie die Vermittlung von Methoden zur Stressbewältigung. Besondere Beachtung wird dem Rückfluss aus den Betriebserfahrungen beigemessen. Ein wichtiger Teil der Schulungen sind die Übungen an den anlagenspezifischen Simulatoren (siehe oben), wobei der Behandlung von Störungen und Störfällen besonderes Gewicht beigemessen wird. Auch die regelmäßigen Notfallübungen (Kapitel 16 (1)) dienen dem Fachkundeerhalt, insbesondere die in den letzten Jahren vermehrt durchgeführten realitätsnahen Übungen unter Verwendung von Simulatoren. Das bei auslegungsüberschreitenden Störfällen erforderliche schutzzielorientierte Vorgehen wird bereits seit mehreren Jahren am Simulator trainiert.

Die Gesamtkonzeption der Dreijahresprogramme, der Inhalt und die Behandlungstiefe der Schulungsmaßnahmen sowie die dabei gewonnenen Erfahrungen werden von den Betreibern der Kernkraftwerke in einem Bericht für die Aufsichtsbehörde ausführlich beschrieben. Nach jeweils einem Jahr wird der Aufsichtsbehörde der Umfang der tatsächlich durchgeführten Schulungsmaßnahmen und die Teilnahme des Betriebspersonals nachgewiesen.

Auch für den Leiter einer Anlage sowie für die Fach- und Teilbereichsleiter werden Schulungsmaßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde durchgeführt. In diesem Fall zählen hierzu auch die Teilnahme an Fachtagungen und Spezialkursen. Die Durchführung der Schulungsmaßnahmen für diesen Personenkreis wird ebenfalls im jährlichen Bericht an die Aufsichtsbehörde nachgewiesen.

Auch für das sonst tätige Personal (nicht zum verantwortlichen Personal gehörende Personen) wird das Weiterbildungsprogramm für die sicherheitsbezogenen Kenntnisse regelmäßig angepasst. Die Teilnahme an den Schulungen wird dokumentiert.

Bewertung der Personalqualifizierung

Alle Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit im Mittel langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. Das technische Personal wird im Rahmen der Erstausbildung und der Weiterbildungsmaßnahmen regelmäßig auf sicherheitsorientiertes Handeln hingewiesen, wobei die Erkenntnisse aus der Betriebs- und Ereignisauswertung von besonderer Bedeutung sind.

Bei stillgelegten Anlagen wird das Personal entsprechend der tatsächlichen Notwendigkeit verringert. In der nach dem Atomgesetz erforderlichen Stilllegungsgenehmigung ist auch die Betriebsorganisation und der aus sicherheitstechnischer Sicht notwendige Personalbestand festgelegt.

Tabelle 11.1

Simulatoren für Kernkraftwerke

	Kernkraftwerk	Typ Brutto-leistung MWe	Bezeichnung und Standort des Simulators	a) Hersteller des Simulators b) Anzahl der Signale zur Warte	Schulungsbeginn
1	Obrigheim	DWR	D56 KSG/GfS	a) Thomson	1997
	KWO	357		b) 10 600	bis 1996 am D1
2	Stade	DWR	D1 KSG/GfS	a) Singer	1977
	KKS	672		b) 12 900	
			KKS-Simulator	a) CAE	1998
			Stade	b) 18 000	
3	Biblis A	DWR	D1 KSG/GfS	a) Singer	1977
	KWB A	1225		b) 12 900	
4	Biblis B	DWR	D1 KSG/GfS	a) Singer	1977
	KWB B	1300		b) 12 900	
5	Neckarwestheim 1	DWR	D52 KSG/GfS	a) Thomson	1997
	GKN 1	840		b) 11 100	bis 1996 am D1
6	Brunsbüttel*)	SWR	S1 KSG/GfS	a) Singer	1978
	KKB	806		b) 14 800	
7	Isar 1	SWR	S31 KSG/GfS	a) Atlas Elektronik	1997
	KKI 1	912		b) 18 000	bis 1996 am S1
8	Unterweser	DWR	D51 KSG/GfS	a) Thomson	1997
	KKU	1410		b) 16 300	bis 1996 am D1
9	Philippsburg 1	SWR	S32 KSG/GfS	a) Atlas Elektronik	1997
	KKP 1	926		b) 16 600	bis 1996 am S1
10	Grafenrheinfeld	DWR	D3 KSG/GfS	a) Krupp Atlas Elektronik	1988
	KKG	1345		b) 26 500	
11	Krümmel	SWR	S1 KSG/GfS	a) Singer	1978
	KKK	1316		b) 14 800	bis 1997
			Simulator KKK	a) Siemens/S3T	1997
			Krümmel	b) 27 000	
12	Gundremmingen B	SWR	S2 KSG/GfS	a) Siemens	1993
	KRB B	1344		b) 21 800	
13	Grohnde	DWR	D3 KSG/GfS	a) Krupp Atlas Elektronik	1988
	KWG	1430		b) 26 500	
14	Gundremmingen C	SWR	S2 KSG/GfS	a) Siemens	1993
	KRB C	1344		b) 21 800	
15	Philippsburg 2	DWR	D42 KSG/GfS	a) Siemens/S3T	1997
	KKP 2	1458		b) 26 700	bis 1997 am D1, D3
16	Brokdorf	DWR	D43 KSG/GfS	a) Siemens/S3T	1996
	KBR	1440		b) 28 700	bis 1997 am D3
17	Isar 2	DWR	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T	1996
	KKI 2	1475		b) 23 000	bis 1995 am D3
18	Emsland	DWR	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T	1996
	KKE	1400		b) 23 000	bis 1995 am D3
19	Neckarwestheim 2	DWR	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T	1996
	GKN 2	1365		b) 23 000	bis 1995 am D3

*) Es ist geplant, in 2001 einen neuen KKB-Simulator bei KSG/GfS in Betrieb zu nehmen.

12 Menschliche Faktoren

Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes hängt sowohl von der Zuverlässigkeit der technischen und baulichen Einrichtungen als auch vom sicherheitsorientierten Handeln des Personals in einer adäquaten Betriebsorganisation ab. Neben der entsprechenden Qualifikation und dem Qualifikationserhalt des Personals (Kapitel 11 (2)) sind die Gestaltung der Einrichtungen und der Arbeitsabläufe wesentlich. Im Folgenden wird der Stand deutscher Kernkraftwerke hinsichtlich der Gestaltung von Einrichtungen und Arbeitsabläufen zunächst unter dem Gesichtspunkt Mensch-Maschine-Schnittstelle zusammengefasst. Danach werden im Abschnitt Organisation und Sicherheitskultur die administrativen und organisatorischen Gesichtspunkte behandelt.

Mensch-Maschine-Schnittstelle

Deutsche Kernkraftwerke sind in hohem Maße automatisiert. So sind im betrieblichen Bereich neben umfangreichen Regel- und Steuerungssystemen weitere Automatiken für komplexere Schalthandlungen vorhanden. Dadurch wird das Personal von zahlreichen Handeingriffen entlastet.

Von besonderer Bedeutung sind die automatischen Begrenzungseinrichtungen. Sie sollen die über die Regelungsbänder hinausgehenden Abweichungen des Normalbetriebs so beschränken, dass der Reaktorschutz in der Regel nicht angeregt wird. Aufgabe eines Teils der Begrenzungen ist, bestimmte, in den Störfallanalysen unterstellte Randbedingungen einzuhalten. Das Sicherheitssystem ist so konzipiert, dass Störfälle in der Regel für mindestens 30 Minuten automatisch beherrscht werden, ohne dass Handeingriffe erforderlich werden. Bei Störungen und Störfällen soll damit ausreichend Zeit für die Diagnose und das Einleiten von Maßnahmen zur Verfügung stehen. Die vom Reaktorschutzsystem angeregten Maßnahmen haben grundsätzlich Vorrang vor Handmaßnahmen und betrieblichen Automatiken. Bei Funktionsverlust der Warte wird die Anlage mithilfe unabhängiger Notstandssysteme in der Regel ohne Handeingriff in einen sicheren Zustand übergehen und mindestens zehn Stunden darin verbleiben können.

Deutsche Kernkraftwerke werden jeweils von einer zentralen Warte aus überwacht und bedient. Die Warte ist mit allen hierzu erforderlichen Informations-, Betätigungs-, und Kommunikationseinrichtungen für Normalbetrieb, Störungen und Störfalle ausgerüstet. Sollte die Warte nicht verfügbar sein, kann das Kernkraftwerk von einer Notsteuerstelle aus in einen sicheren Zustand überführt und in diesem auf Dauer gehalten werden [KTA 3904]. Eine Ausnahme besteht für das KKW Biblis, Blöcke A und B (Doppelblockanlage, Kapitel 14 (ii)).

Die Anzeigen und Stellteile auf den Pulten und Tafeln der Warte sind in verfahrenstechnischen oder elektrischen Fließbildern angeordnet, die den Aufbau der Systeme und die Beziehungen zwischen den Systemen schematisch abbilden. Freigabetasten sollen gegen unbeabsichtigte Bedienung sichern. In allen Kernkraftwerken unterstützen rechnergestützte Informationssysteme die Operateure.

Im Bereich der Instandhaltung sind insbesondere für wiederkehrende Prüfungen umfangreiche technische Maßnahmen getroffen, um Fehlhandlungen zu vermeiden oder ihre Auswirkungen zu minimieren [KTA 3201.4; KTA 3211.4; 3-41; 3-43]. Diese Maßnahmen reichen von festinstallierten und verwechslungssicheren Prüfeinrichtungen über Prüfrechner bis zur automatischen Rückstellung von Sicherheitseinrichtungen bei Anforderung durch das Reaktorschutzsystem während einer Prüfung. Die Sollstellung sicherheitstechnisch wichtiger Handarmaturen ist durch zwei unterschiedliche Maßnahmen zu gewährleisten. Dies sind Meldeschleifen mit zugehörigen Alarmen, um eine etwaige Fehlstellung rasch zu erkennen und zu beseitigen, oder aber Schlüsselsysteme.

Neben einer entsprechenden Gestaltung der technischen Einrichtungen sind umfassende Betriebsvorschriften und eine umfassende Betriebsdokumentation für das zuverlässige und sicherheitsgerichtete Handeln des Betriebspersonals vorhanden. Die Betriebsdokumentation [KTA 1404] umfasst die Zusammenstellung von sicherheitstechnisch wichtigen Betriebsaufzeichnungen, Unterlagen über den Strahlenschutz des Personals und der Umgebung sowie Nachweisen über die Erhaltung der Qualität der Anlage und über die Erfüllung von Vorschriften und Auflagen.

Zu den Betriebsvorschriften gehören im Wesentlichen das Betriebshandbuch, das Prüfhandbuch und das Notfallhandbuch (Kapitel 19 (iii)).

Im Betriebshandbuch [KTA 1201] sind die im Normalbetrieb und bei Störfällen erforderlichen Handlungen des Personals im Einzelnen festgelegt (Kapitel 19 (ii) bis (iv)). Es umfasst einerseits die Betriebsordnungen, die die Aufgaben, Befugnisse und Verantwortlichkeiten des Personals sowie wichtige organisatorischen Abläufe regeln, andererseits die Anweisungen zum Betrieb der Gesamtanlage und der einzelnen Systeme sowie zur Beherrschung von Störungen und Störfällen. So legt die Instandhaltungsordnung nach der Instandhaltungsrichtlinie [3-41] das Vorgehen bei Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten im Detail fest. Die Einhaltung der sicherheitsrelevanten Vorgaben des Betriebshandbuches ist Vorschrift, Abweichungen sind nur in Ausnahmefällen zulässig.

Das Prüfhandbuch [KTA 1202] enthält die Prüfvorschriften.

Das Notfallhandbuch umfasst das Vorgehen und die Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle.

Neben den Unterlagen in Papierform ist in allen Anlagen ein Betriebsführungssystem vorhanden. Dieses ermöglicht eine rechnergestützte Vorgabe und Kontrolle von Arbeitsabläufen sowie eine teilweise automatische Überprüfung der einzuhaltenden Randbedingungen.

Die Betriebserfahrung wird von den Betreibern sowie den Behörden und ihren Gutachtern systematisch auch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet. Das Verfahren zur Nutzung der Betriebserfahrung ist in Kapitel 19 (vii) beschrieben.

Zur Optimierung der Mensch-Maschine-Schnittstelle wurde von den Betreibern zusätzlich ein Human Factors-Programm eingeführt. Erfasst und untersucht werden neben meldepflichtigen Ereignissen auch Störungsberichte und freiwillige Meldungen von Mitarbeitern. Bei der Analyse und Bestimmung der Ursachen werden allgemein anerkannte Verfahren aus der Arbeitswissenschaft angewendet. Für das Human Factors-Programm ist in jedem deutschen Kernkraftwerk ein HF-Bearbeiter eingesetzt. Die Ergebnisse und die Maßnahmen aus dem Human Factors-Programm werden von den Betreibern in jährlichen Berichten für die Behörden zusammengefasst.

Organisation und Sicherheitskultur

In allen Kernkraftwerken sind Aufgaben und Verantwortungen des Personals in der personellen Betriebsorganisation festgelegt, die Teil der Sicherheitsspezifikation ist (Kapitel 19 (iii)). Die Funktionen Betrieb, Instandhaltung und Strahlenschutz sind organisatorisch voneinander getrennt. Das Führungskonzept baut auf Fachwissen, Verständnis für die sicherheitstechnischen Zusammenhänge, Schaffung guter Arbeitsbedingungen und Verantwortung für die Sicherheit auf (Kapitel 9).

Die Betreiber haben in ihrem Positionspapier zur Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken Grundsätze sicherheitsbewussten Denkens, Handelns und Kommunizierens beschrieben. Es soll zum einheitlichen Verständnis des Begriffes Sicherheitskultur beitragen und enthält gleichzeitig einen Katalog von Merkmalen zur kraftwerksinternen Bewertung der Sicherheitskultur.

Im Jahr 1998 haben die deutschen Kernkraftwerksbetreiber ein Pilotprojekt National Peer Reviews initiiert, nachdem das bisher einzige INES-2-Ereignis in einem deutschen Kernkraftwerk und das Ereignis Kontamination von Brennelement-Transportbehältern aufgetreten waren. Dieses Selbstbeurteilungsprogramm soll vor allem den Status der Betriebsführung in den deutschen Anlagen erfassen sowie aufzeigen, ob ein derartiges Instrumentarium geeignet ist, die Betriebsführung der Anlagen zu optimieren. Nach Durchführung von mehreren Review-Serien bis zum Jahr 2000 werden nunmehr Vorbereitungen getroffen, ein derartiges Selbstbeurteilungsprogramm dauerhaft zu installieren. Darüber hinaus wurde in einigen Anlagen ein Messsystem für die Bewertung von Sicherheitsleistung (safety performance) und Sicherheitskultur der Betriebsorganisation eingeführt. Zusätzlich entwickelt ein Betreiber derzeit ein Prozess-Monitoringsystem, welches die Qualität sicherheitsrelevanter Prozesse auf Basis messbarer Größen erfassen soll.

13 Qualitätssicherung

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber sind zu einem umfassenden Qualitätsmanagement verpflichtet. Hierzu werden in allen deutschen Kernkraftwerken umfassende Qualitätssicherungssysteme eingesetzt, die auf den Festlegungen an die Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien [3-1] und dem Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses aufbauen. Sie haben übergeordnet die Zielsetzung, die für die Sicherheit der Anlage erforderliche Qualität auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts (Kapitel 18 (i)) zu gewährleisten. Durch die Qualität der betrieblichen Kraftwerkssysteme soll ein möglichst störungsfreier und umweltverträglicher Betrieb der Anlagen erreicht und Störfälle vermieden werden.

Die allgemeinen Forderungen an die Qualitätssicherung sind in [KTA 1401] enthalten

- Zweck der Qualitätssicherung ist es nachweisbar sicherzustellen, dass die Qualitätsanforderungen an die Erzeugnisformen, Bauteile, Komponenten und Systeme festgelegt und bei der Fertigung und Montage sowie bei der Errichtung baulicher Anlagen erfüllt werden. Weiterhin ist unter Berücksichtigung der Beanspruchungen bei Betrieb und Instandhaltung bis zur Stilllegung des Kernkraftwerkes die Erfüllung der Anforderungen im jeweils erforderlichen Umfang aufrecht zu erhalten.
- Der Betreiber ist für die Planung, Durchführung und Überwachung der Wirksamkeit seines Qualitätssicherungssystems verantwortlich. Deshalb hat er auch dafür zu sorgen, dass seine Auftragnehmer einschließlich deren Unterauftragnehmer die Qualitätssicherung nach den Vorgaben seines Qualitätssicherungssystem planen und durchführen.

Auf der Basis der im Regelwerk festgelegten Anforderungen wird von den Betreibern für jedes Kernkraftwerk ein umfassendes Qualitätssicherungsprogramm aufgestellt. In den zugehörigen Dokumenten wird festgelegt, wie und von wem die für die Sicherheit erforderlichen Qualitätsanforderungen aufgestellt und eingehalten werden und wie und von wem ihre Erfüllung nachgewiesen wird. Es beschreibt ferner die zur Qualitätssicherung eingeführte Organisation und verweist auf Arbeitsanweisungen zur Durchführung der Qualitätssicherung. Das Programm wird im Genehmigungsverfahren vorgelegt, Änderungen werden der zuständigen Behörde angezeigt. Auf Einzelheiten der Qualitätssicherung druckführender Komponenten wird in den Kapiteln 18 (ii) und 18 (iii) eingegangen.

Im Folgenden sind die wesentlichen Anforderungen an das Qualitätssicherungssystem zusammengestellt [KTA 1401]:

- Vor Errichtung einer Anlage, aber auch vor Änderungen und Umbauten ist festzulegen, welche Bauteile, Komponenten, Systeme und baulichen Anlagen des Kernkraftwerks die Sicherheit der Anlage beeinflussen und deshalb als sicherheitstechnisch wichtig einzustufen sind. Für diese ist wiederum festzulegen, welche Qualitätsmerkmale mit Bezug auf die Anlagensicherheit zu betrachten sind und welche qualitätssichernden Maßnahmen erforderlich sind, damit die Qualitätsmerkmale auch erreicht werden.
- Personen, die mit der Einführung und Prüfung des Qualitätssicherungssystems beauftragt sind, müssen befugt sein, alle erforderlichen Informationen zu beschaffen, Lösungswege vorzuschlagen und die

Einhaltung der Qualitätssicherungsmaßnahmen zu überwachen. Sie müssen unabhängig sein von den durch sie überwachten Personen und Organisationseinheiten.

- Alle mit der Ausführung von Arbeiten beauftragten Personen sind selbst für die Erfüllung der damit verbundenen Qualitätsanforderungen verantwortlich.
- Qualitätsprüfungen durch unabhängige Prüfer müssen von solchen Personen durchgeführt werden, die weder mit der Erzeugung der Produkte noch bereits mit der Tätigkeit beauftragt waren oder dafür verantwortlich sind.
- Wenn es für das Erreichen der Qualitätsmerkmale notwendig ist, sind Anforderungen an die Qualifikation des ausführenden Personals festzulegen; die Personalqualifikation und ihre Erhaltung muss nachweisbar sein.
- Durch ein Ordnungs-, Kennzeichnungs- und Änderungssystem sind alle Unterlagen eindeutig zu kennzeichnen, und es ist dafür Sorge zu tragen, dass nur mit gültigen und zur Anwendung freigegebenen Unterlagen gearbeitet wird. Unterlagen sind vollständig und mit Fristen nach [KTA 1404] aufzubewahren.
- Jeder Auftraggeber soll die Eignung seiner Auftragnehmer für die Durchführung der Arbeiten anhand einer produktbezogenen Beschreibung des Qualitätssicherungssystems vor der Auftragsvergabe beurteilen. Diese Beurteilung darf nur entfallen, wenn die Erfüllung der Qualitätsanforderungen auch durch produktbezogene Maßnahmen, wie z. B. Eingangsprüfungen, nachgewiesen werden kann.
- Für Serienerzeugnisse, die in den meisten Fällen nicht speziell für das Kraftwerk geplant oder gefertigt werden, wie z. B. Elektronikbaugruppen, Schalter, Kabel, Schrauben oder Muttern ist es zulässig, dass die Nachweise zur Erfüllung der erforderlichen Qualitätsanforderungen mit den im konventionellen oder kerntechnischen Regelwerk festgelegten Methoden geführt werden (Typ-, Werksprüfungen, Betriebsbewährungsnachweise). Hierbei ist zusätzlich nachzuweisen, dass die Serienerzeugnisse unter den Einsatzbedingungen im Kernkraftwerk nicht unzulässig beansprucht werden.
- Entscheidungen und Maßnahmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung dürfen nur von Personen getroffen werden, die aufgrund ihrer Fachkunde und ihrer Stellung in der Aufbauorganisation dazu befugt sind. Die zur Erfüllung der Qualitätsanforderungen im Anlagenbetrieb einzuhaltenden Verfahren sind im Betriebshandbuch und im Prüfhandbuch der Anlage detailliert festgelegt (Kapitel 19 (iii)).
- Der Betreiber und jeder seiner Auftragnehmer haben sich regelmäßig von der korrekten Anwendung und der Wirksamkeit ihrer jeweiligen Qualitätssicherungssysteme zu überzeugen. Außerdem hat sich jeder Auftraggeber regelmäßig von der Wirksamkeit des Qualitätssicherungssystems der jeweiligen Auftragnehmer zu überzeugen. Die Ergebnisse der Prüfungen sind schriftlich zu dokumentieren. Erkannte Lücken und Schwachstellen sind unverzüglich zu beseitigen, was durch Nachprüfung bestätigt werden muss.

Die Qualitätssicherung wird vom Betreiber im Rahmen seiner Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlage durchgeführt. Die Aufsichtsbehörde überzeugt sich durch entsprechende Prüfungen von der korrekten Implementierung sowie von der sachgerechten Anwendung und Wirksamkeit des Qualitätssicherungssystems.

Alterung

In Kapitel 7 (2i) wurde bereits darauf hingewiesen, dass die Maßnahmen zur langfristigen Aufrechterhaltung der erforderlichen Qualität (Alterungsmanagement) ein integraler Bestandteil der Qualitätsanforderungen im deutschen Regelwerk von Anbeginn an waren. Alterungsphänomene sind im deutschen Regelwerk unter dem Begriff Betriebseinflüsse behandelt (Kapitel 14 (ii)).

In den deutschen Kernkraftwerken kommen umfangreiche Maßnahmen zum Tragen, um unzulässigen Auswirkungen der Alterung zu begegnen. Diese sind insbesondere:

- die Auslegung, Konstruktion, Fertigung und Prüfung der technischen Einrichtungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Wissensstandes bezüglich der Alterung (Kapitel 14 (ii))
- die Überwachung der Einrichtungen und Betriebsbedingungen hinsichtlich sicherheitsrelevanter Veränderungen (Kapitel 14 (ii))
- der regelmäßige Austausch von erfahrungsgemäß anfälligen Bauteilen der Einrichtungen im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung (Kapitel 19 (iii))
- die Ertüchtigung oder der Austausch von technischen Einrichtungen im Falle der Feststellung sicherheitstechnisch bedeutsamer Schwachstellen (Kapitel 18 (ii))
- die Optimierung der technischen Einrichtungen und der Betriebsbedingungen (Kapitel 14 (ii))
- die kontinuierliche Auswertung der Betriebserfahrung einschließlich der Umsetzung des Erfahrungsrückflusses (Kapitel 19 (vii))
- der Fachkundeerwerb und -erhalt auf ausreichend hohem Niveau (Kapitel 11 (2)).

Ergänzt wird dieses Vorgehen durch weiterführende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

14 (i) Bewertung der Sicherheit

Die Bewertung der Sicherheit bei der Errichtung und der Inbetriebnahme eines Kernkraftwerkes und bei wesentli-

chen Änderungen erfolgt im Genehmigungsverfahren (Kapitel 7 (2ii)). Die laufende Bewertung der Sicherheit während des Betriebes wird im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht durchgeführt.

Bewertung der Sicherheit im Genehmigungsverfahren

Um die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb, zu einer wesentlichen Änderung oder zur Stilllegung eines Kernkraftwerkes zu erhalten, ist ein Antrag an die zuständige Behörde notwendig. Darin ist im Einzelnen darzulegen, inwieweit die Anlage über die erforderlichen Sicherheitseigenschaften verfügt und den Vorgaben des gültigen kerntechnischen Regelwerks entspricht. Die Bewertung der Sicherheit erfolgt auf der Basis des Antrages und der beizufügenden Unterlagen (Kapitel 7 (2ii)).

Art und Umfang der Unterlagen, die dem Antrag beizufügen sind, regelt der § 3 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10]. Es gehören dazu:

- ein Sicherheitsbericht, der zu beurteilen erlaubt, ob durch die mit dem Anlagenbetrieb verbundenen Auswirkungen Dritte in ihren Rechten verletzt werden können (siehe unten),
- ergänzende Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen der Anlage und ihrer Teile,
- Angaben über Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- Angaben über Zuverlässigkeit und Fachkunde des für die Errichtung und den Betrieb verantwortlichen Personals sowie Kenntnisse des sonst tätigen Personals,
- eine Sicherheitsspezifikation mit den für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben (siehe unten),
- Angaben zur Erfüllung der gesetzlichen Schadensersatzverpflichtungen,
- Beschreibung der anfallenden radioaktiven Reststoffe und vorgesehene Maßnahmen zur Behandlung,
- Beschreibung der Maßnahmen zur Reinhaltung von Wasser, Luft und Boden.

Sicherheitsbericht

Im Sicherheitsbericht werden die Konzeption, die sicherheitstechnischen Auslegungsgrundsätze und die Funktion der Anlage einschließlich ihres Betriebs- und Sicherheitssystems dargestellt und erläutert. Die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundenen Auswirkungen einschließlich der berücksichtigten Auslegungsstörfälle werden beschrieben. Die Vorsorgemaßnahmen gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb des Kernkraftwerkes werden dargestellt.

Für Anlagen mit Druck- und Siedewasserreaktoren gibt die Richtlinie [3-5] eine standardisierte Form mit detaillierter Gliederung der Sachthemen und zusätzlichen Erläuterungen der Inhalte vor. Der Sicherheitsbericht ist eine Grundlage für die Bewertung der Sicherheit der Anlage. Er enthält Angaben:

- zum Standort,
- zur Kraftwerksanlage,
- zur Organisation und den Verantwortlichkeiten,
- zu den in der Anlage vorhandenen radioaktiven Stoffen und den hierzu getroffenen Schutzmaßnahmen,
- zu den Schutzmaßnahmen gegen übergreifende Einwirkungen,
- zum Betrieb des Kraftwerkes,
- zu den Störfallanalysen.

Darüber hinaus werden auch Angaben zur Stilllegung des Kraftwerkes verlangt. Die Angaben zu den Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter werden in einem separaten Sicherungsbericht zusammengestellt, der als vertrauliches Dokument zu behandeln ist.

Weitere zur Bewertung der Sicherheit erforderliche Informationen

Zur Erleichterung der Prüfung und zur Vereinheitlichung der Genehmigungsverfahren regelt eine Richtlinie [3-7-1] Zeitpunkt, Umfang und Tiefe der zusätzlich einzureichenden Unterlagen. Man unterscheidet Unterlagen, die vor einem anstehenden Genehmigungsschritt einzureichen sind und solche, die baubegleitend – z. B. zur Erfüllung von Auflagen – erforderlich werden. Die Informationen dienen zum einem den zuständigen Behörden als Entscheidungsgrundlage, zum anderen den zugezogenen Sachverständigen als Grundlage ihrer gutachterlichen Stellungnahme.

Es werden Angaben zu folgenden Sachthemen gemacht:

- Standort,
- Reaktorsicherheitsbehälter,
- Reaktorkern mit Steuerelementen,
- druckführende Umschließung einschließlich Reaktordruckbehälter,
- Einbauten des Reaktordruckbehälters,
- Not- und Nachkühlsysteme,
- Hilfsanlagen des Reaktorkühlsystems,
- Einrichtungen für die Handhabung und Lagerung von Brennelementen,
- Systeme zur Handhabung und Lagerung radioaktiver Stoffe,
- Lüftungsanlagen,
- Dampfkraftanlage,
- Turbinenanlage,
- Kühlwassersysteme,

- elektrische Versorgung des Sicherheitssystems,
- Alarmanlagen und Kommunikationsmittel,
- Leittechnik, Warte und örtliche Leitstände,
- Reaktorschutzsystem und
- Strahlenschutz- und Aktivitätsüberwachung.

Für alle diese Sachthemen werden Angaben zu den folgenden Verfahrensschritten gemacht:

- Konzept,
- Errichtung der baulichen Anlagen,
- Herstellung der Erzeugnisformen,
- Herstellung der Komponenten,
- Druckprüfung im Herstellerwerk,
- Einbau der Komponenten,
- Druck- und Leckratenprüfung auf der Baustelle,
- Inbetriebsetzung der Systeme,
- Anlieferung der Brennelemente,
- Beladen des Reaktors mit dem Erstkern,
- Nukleare Inbetriebsetzung der Anlage und
- Brennelementwechsel.

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren sind die Bauaufsichtsbehörden beteiligt. Hierfür werden gesondert Unterlagen eingereicht. Für alle sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude oder baulichen Anlagen sind die erforderlichen Unterlagen in der Richtlinie [3-7-2] genannt:

- Sicherheitsbericht,
- Bauantrag,
- Baustelleneinrichtung,
- Rohbauarbeiten,
- Bauüberwachung,
- Rohbauabnahme,
- Ausbauarbeiten und deren Überwachung,
- Schlussabnahmen.

Sicherheitsspezifikationen

Die spätestens mit dem Antrag auf Betriebsgenehmigung einzureichenden Sicherheitsspezifikationen umfassen alle Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Zustand eines Kernkraftwerkes von Bedeutung sind. Damit wird ein Überblick über die sicherheitstechnisch wichtigen Eigenschaften der Anlage gegeben, und die Bedingungen für einen sicheren Betrieb werden festgelegt. Weiterhin sind die Maßnahmen angegeben, die für die sichere Beherrschung von Störungen und Störfällen vorgesehen sind. Der Rahmenplan für die Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Teilen der Anlage ist ebenfalls Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen (Kapitel 19 (ii).

Inhalt und Form der Sicherheitsspezifikationen ist in einer Richtlinie [3-4] festgelegt. Danach umfasst der Inhalt Angaben zu:

- Betriebsorganisation,
- sicherheitsrelevanten Auflagen,
- Grenzwerten des Reaktorschutzsystems,
- Schemata wichtiger Komponenten mit Betriebswerten, vorgelagerten Grenzwerten, auslösenden Grenzwerten und Auslegungswerten,
- Rahmenprüfplan für sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten,
- Behandlung meldepflichtiger Ereignisse,
- Störfallablaufbeschreibungen.

Änderungen an Angaben, die in die Sicherheitsspezifikationen aufgenommen wurden, bedürfen grundsätzlich der Billigung durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

Einschaltung von Gutachtern

Für die fachspezifischen Aspekte werden von den zuständigen Genehmigungsbehörden in der Regel gemäß § 20 Atomgesetz Sachverständige zur Begutachtung zugezogen (Kapitel 8 (1). Die grundsätzlichen Anforderungen an Gutachten sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

Die Gutachter überprüfen detailliert die vom Antragsteller eingereichten Angaben. Anhand der im Gutachten darzulegenden Bewertungsmaßstäbe werden eigene Prüfungen und Berechnungen – vorzugsweise mit anderen Methoden und Programmen als vom Antragsteller – vorgenommen und diese Ergebnisse gutachterlich gewürdigt. Die am Gutachten beteiligten Personen sind frei von Ergebnisweisungen und werden der Behörde namentlich genannt.

Bewertung der Sicherheit im Aufsichtsverfahren

Nachdem die jeweilige Genehmigung erteilt ist, wird die Bewertung der Sicherheit bei Errichtung, Inbetriebsetzung und dem folgenden Leistungsbetrieb eines Kernkraftwerkes durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde nach § 19 Atomgesetz wahrgenommen (Kapitel 7 (2iii)). Sie stellt fest, ob die Bedingungen und Voraussetzungen, die zur Genehmigung geführt haben, bei der Umsetzung durch den Antragsteller eingehalten werden. Auch für die Aufsichtstätigkeit werden von der Aufsichtsbehörde Sachverständige hinzugezogen.

Die atomrechtliche Aufsicht erstreckt sich über die gesamte Lebensdauer eines Kernkraftwerkes und endet erst, wenn nach der Stilllegung alle radioaktiven Stoffe aus der Anlage entfernt wurden oder unter ein nicht mehr überwachungspflichtiges Niveau abgesunken sind. Das Kernkraftwerk kann dann durch die Aufsichtsbe-

hörde aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen werden.

Begleitende Prüfungen während der Errichtung und Inbetriebsetzung

Im Rahmen der Begutachtung der eingereichten schriftlichen Unterlagen werden von den im Auftrag der Aufsichtsbehörde zugezogenen Gutachtern begleitende Prüfungen während der Errichtungs- und Inbetriebsetzungsphase durchgeführt. Diese begleitenden Prüfungen sind vom Hersteller unabhängige Prüfungen, die die in den eingereichten schriftlichen Unterlagen festgelegten Werte, Abmessungen oder Funktionsweisen verifizieren sollen. Dazu werden z. B. in den Herstellerwerken die Materialzusammensetzungen überprüft, die Montage von Komponenten kontrolliert und Funktionsprüfungen vorgenommen. Ähnliche Prüfungen erfolgen während der Errichtung auf der Baustelle. Während der Inbetriebsetzung werden die Festlegungen in den Sicherheitsspezifikationen für die Anlage und die Gültigkeit der Randbedingungen für die Störfallanalyse überprüft (Kapitel 19 (i)).

Prüfungen vor Ort während des Betriebes

Die Sachverständigen führen im Auftrag der Aufsichtsbehörde eigene Messungen, Prüfungen und Auswertungen durch oder nehmen an denen des Kernkraftwerkbetreibers oder in dessen Auftrag durchgeführten Messungen und Prüfungen teil. Das betrifft folgende Gebiete:

– Ableitung radioaktiver Stoffe,
– Strahlenschutzüberwachung des Personals und der Umgebung,
– wiederkehrende Prüfungen an Anlagenteilen, Komponenten und Bauwerken.

Neben den Messungen und Prüfungen werden durch die Behörde und durch ihre Sachverständigen auch Begehungen und Inspektionen zu speziellen Fragestellungen durchgeführt.

Werden Mängel festgestellt, verlangt die Aufsichtsbehörde vom Kraftwerksbetreiber entsprechende Beseitigung. Wenn ausreichende Sicherheitsvorsorge nicht mehr gewährleistet ist, kann die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde anordnen, dass der Betrieb bis zur Behebung der Mängel einstweilen eingestellt wird (Kapitel 7 (2iv)).

Auswertung meldepflichtiger Ereignisse

Treten in einem Kernkraftwerk sicherheitstechnisch relevante Ereignisse auf, werden sie vom Kraftwerksbetreiber der zuständigen Aufsichtsbehörde gemeldet nach Kriterien, die in der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] festgelegt sind. Zusätzlich erfolgt die Einstufung nach der internationalen Bewertungsskala INES. Die Aufsichtsbehörde unterrichtet BMU und BfS und beauftragt in der Regel zugezogene Sachverständige mit der Bewertung dieser Ereignisse und der vom Betreiber getroffenen oder geplanten Abhilfe- und Verbesserungsmaßnahmen. (Kapitel 19 (vi) und (vii)).

14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit

Die Kernkraftwerksbetreiber müssen im Rahmen ihrer Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlagen das Sicherheitsniveau über die gesamte Betriebszeit ihrer Anlagen auf dem erforderlichen Niveau halten. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, ist von ihnen die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen zu prüfen. Die Erfüllung der Betreiberpflichten wird von der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde überwacht und gegebenenfalls durchgesetzt (Kapitel 7 (iv)). Die Behörde führt ihrerseits eigene Sicherheitsbewertungen kontinuierlich, anlassbezogen oder periodisch durch. Hinzu kommen internationale Sicherheitsüberprüfungen.

Nachfolgend wird auf die nationalen und internationalen Sicherheitsüberprüfungen und ihre wesentlichen Ergebnisse näher eingegangen. Die insgesamt daraus resultierenden relevanten sicherheitstechnischen Änderungen in den deutschen Anlagen werden dargestellt.

Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers

Im Anlagenbetrieb muss auf Grundlage der Bestimmungen in den Genehmigungen regelmäßig nachgewiesen werden, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Systemfunktionen gegeben sind und sich die Qualität der dafür wesentlichen Einrichtungen nicht unzulässig verschlechtert hat. Hierzu werden vom Betreiber abgestuft nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an den Sicherheitseinrichtungen durchgeführt. Zu den wiederkehrenden Prüfungen gehören die Funktionsprüfungen zum Nachweis der Funktionsfähigkeit und die Zerstörungsfreien Prüfungen zum Nachweis des fehlerfreien Zustandes. Außerdem werden beim Anlagenbetrieb regelmäßige und vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen an allen Kraftwerkssystemen durch den Betreiber geplant und durchgeführt sowie die Betriebserfahrungen ausgewertet (Kapitel 19 (vii)).

Die wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden entsprechend dem Prüfhandbuch durchgeführt (Kapitel 19 (iii)). In der darin enthaltenen Prüfliste werden Gegenstand, Art, Umfang und Intervall der Prüfung zusammen mit dem Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung, der Bezeichnung der Prüfanweisung und die in manchen Fällen erforderliche Anwesenheit von unabhängigen Sachverständigen festgelegt. Die Prüfliste ist Teil der genehmigungspflichtigen Sicherheitsspezifikationen der Anlagen. Die Nachweisführung wird in Abhängigkeit von der Prüfbarkeit der jeweiligen Systemfunktion festgelegt. Hierbei wird angestrebt, die Prüfungen unter Randbedingungen durchzuführen, die dem sicherheitstechnischen Anforderungsfall entsprechen. Sind wesentliche Systemfunktionen nicht direkt prüfbar, z. B. die Integrität auf erhöhtem Druck- und Temperaturniveau, werden indirekte Nachweise geführt. Die

Festlegungen zur Durchführung der Prüfungen werden unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen und der Fortschritte in der Sicherheitsforschung regelmäßig überprüft und erforderlichenfalls geändert. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt. Art und Umfang der nach Prüfliste erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen zeigt die nachfolgende Tabelle 14.1, die als typisch für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (DWR) gelten kann.

Tabelle 14.1

Wiederkehrende Prüfungen pro Jahr, typisch für einen DWR mit jährlicher Revision

Prüfobjekte	während Betrieb	bei Revision	Gesamt
Funktionsprüfungen	2 780	330	3 110
Aktivitätsüberwachung	395	15	410
Hebezeuge	75	5	80
Zerstörungsfreie Prüfungen	–	40	40
Gebäude	50	10	60
Anlagensicherung	150	–	150
Summe	**3 450**	**400**	**3 850**

Neben den wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen führt der Betreiber in Eigenverantwortung weitere wiederkehrende Prüfungen durch. Sie dienen primär der Erhöhung der Verfügbarkeit.

Bei den Prüfungen und der Auswertung der Betriebserfahrungen wird insbesondere auch die rechtzeitige Erkennung von alterungsbedingten Ausfallursachen verfolgt. Alterungsbedingte Ausfallursachen sind häufig auf systematische Phänomene zurückzuführen. Hinsichtlich der Alterung sind im Regelwerk zu bestimmten Anlagenteilen spezielle Anforderungen enthalten (z. B. Ermüdungsanalysen bei der Komponentenauslegung oder bei den Typprüfungen leittechnischer Komponenten gemäß [KTA 3503] oder [KTA 3504]). Aufgrund der hohen Prüfhäufigkeit der Sicherheitseinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken wird in der Regel bereits beim Beginn des Alterungsprozesses das Phänomen erkannt und es werden Gegenmaßnahmen eingeleitet. Deshalb sind alterungsbedingte Ausfälle, die auf systematische Phänomene zurückzuführen sind, bisher auch nur sehr selten zu beobachten. Einen Sonderfall der Alterung stellt die Neutronenbestrahlung der druckführenden Wandung des Reaktordruckbehälters dar. Zur Feststellung der Änderungen der Materialeigenschaften infolge Neutronenversprödung sind Einhängeproben des Originalwerkstoffes des Reaktordruckbehälters über der gesamten Betriebszeit in mehreren Intervallen zu überprüfen. Aus den Ergebnissen werden bruchmechanische Kennwerte abgeleitet, die der Integritätsbewertung des Reaktordruckbehälters zugrunde gelegt werden.

Ebenso werden regelmäßig die behördlich auf der Basis des konventionellen Regelwerks geforderten Prüfungen durch den Betreiber durchgeführt (z. B. nach der Dampfkesselverordnung).

Überprüfungen im Rahmen der Bundes- und Landesaufsicht

Die kontinuierliche atomrechtliche Aufsichtstätigkeit der Bundesländer hat einen Umfang von 30 bis 40 Mannjahren (einschließlich Sachverständige) pro Jahr und Kernkraftwerksblock. Die Bundesaufsicht hat die Aufgabe eine einheitlich gute Qualität der Landesaufsicht, insbesondere die bundeseinheitliche Berücksichtigung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse, zu sichern. Sie lässt sich dabei von der RSK beraten.

Meldepflichtige Ereignisse, Veränderungen der Anlage oder ihres Betriebes, Instandhaltungsvorgänge oder neuere Erkenntnisse über die erforderliche Sicherheit können dazu führen, dass die Aufsichtsbehörde eine Sicherheitsüberprüfung bestimmter Systeme, Komponenten oder Sachverhalte verlangt. Solche Sicherheitsüberprüfungen können auch probabilistische Analysen umfassen. Diese Überprüfungen und Analysen werden in der Regel vom Betreiber durchgeführt und von den zugezogenen Sachverständigen bewertet.

Aus anlagenspezifischen Prüfungen während des Betriebs sowie aus der Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung resultierten vielfältige anlagenspezifische Verbesserungen, die sich in der Regel auf Einzelkomponenten und Instandhaltungsmaßnahmen bezogen. Auf diese Einzelmaßnahmen wird hier im Einzelnen nicht eingegangen. Darüber hinaus gab es Änderungen, die jeweils eine größere Anzahl von Anlagen betrafen. Diese Änderungen sind in der weiter unten folgenden Zusammenstellung der Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen enthalten.

Vor dem Hintergrund des schweren Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl erfolgte in den Jahren 1986 bis 1988 eine kursorische Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke durch die Reaktor-Sicherheitskommission. Dabei wurden Auslegungsstörfälle unter dem Aspekt des Erreichens der Schutzziele (Kapitel 18 (i)) betrachtet. Ein Schwerpunkt lag außerdem im auslegungsüberschreitenden Bereich und führte zu Vorschlägen für weitere Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Kapitel 18 (i)). Weiterhin empfahl die RSK, periodische Sicherheitsüberprüfungen im Abstand von zehn Jahren durchzuführen.

Periodische Sicherheitsüberprüfung

Seit Anfang der Neunzigerjahre werden periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) nach bundeseinheitlichen Kriterien durchgeführt. Sie umfassen einen deterministischen und einen probabilistischen Teil und ergänzen die kontinuierliche Überprüfung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht. Die Ergebnisse der PSÜ sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen und werden in der Regel von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Aufsichtsbehörde begutachtet. Zur Durchführung dieser PSÜ im Abstand von zehn Jahren hatten sich die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke seinerzeit freiwillig verpflich-

tet. Für sieben Kernkraftwerke ist die Durchführung durch Auflage im Genehmigungsbescheid festgelegt.

Künftig wird die Durchführung einer zehnjährlichen periodischen Sicherheitsüberprüfung gesetzlich festgeschrieben werden. Die Termine der nächsten PSÜ wurden in der am 11. Juni 2001 unterzeichneten Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 festgelegt und sind in Tabelle 14.2 enthalten. Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer PSÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichtsbehörde und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem in Tabelle 14.2 zuletzt genannten Termin endgültig einstellen wird.

Der Durchführung der PSÜ von Kernkraftwerken sind bundeseinheitliche Leitfäden [3-74] für die deterministische und probabilistische Sicherheitsanalyse zugrunde zu legen. Sie werden weiter entwickelt, um eine Anpassung an den fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik zu erreichen. Grundlage für die deterministische Sicherheitsbeurteilungen der bestehenden Kernkraftwerke sind Störfälle wie in Anhang 2 zusammengestellt, und darüber hinaus ein Spektrum von Notfallschutzmaßnahmen für auslegungsüberschreitende Zustände (ebenfalls Anhang 2).

Insgesamt wurden bisher für 15 Kernkraftwerke deterministische Sicherheitsstatusanalysen abgeschlossen. Probabilistische Sicherheitsanalysen wurden für alle 19 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke durchgeführt (Tabelle 14.2). Die in früheren Jahren im Behördenauftrag durchgeführten umfassenden Sicherheitsüberprüfungen älterer Anlagen sind teilweise als äquivalent zur PSÜ zu sehen.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

In Deutschland wurde Mitte der 70er-Jahre damit begonnen, probabilistische Sicherheitsanalysen ergänzend zur deterministischen Sicherheitsbeurteilung einzusetzen.

Die Risikostudie Phase A orientierte sich methodisch weitgehend an WASH 1400 und behandelte auch radiologische Auswirkungen entsprechend dem damaligen Kenntnisstand. In der Phase B (1985 bis 1989) wurden fortgeschrittene Methoden verwendet, allerdings beschränkte sich die

Tabelle 14.2

Umfassende Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke
Jahr der Vorlage der Prüfungsergebnisse bei der Behörde, und Jahr der Vorlage der nächsten PSÜ, Stand September 2000

	Kernkraftwerk		Typ	Vorlage bei der Behörde			
				Probabilistische Sicherheitsanalyse		Sicherheitsstatus-analyse	
1	Obrigheim*)	KWO	DWR	1999	-----	1997	----
2	Stade	KKS	DWR	1997	2000	1987	2000
3	Biblis A	KWB A	DWR	1990	2001	1991	2001
4	Biblis B	KWB B	DWR	1989	2000	-----	2000
5	Neckarwestheim 1	GKN 1	DWR	1997	2007	1997	2007
6	Brunsbüttel	KKB	SWR	1997	2001	-----	2001
7	Isar 1	KKI 1	SWR	1994	2004	1994	2004
8	Unterweser	KKU	DWR	1995	2001	1990	2001
9	Philippsburg 1	KKP 1	SWR	1995	2005	1995	2005
10	Grafenrheinfeld	KKG	DWR	1999	2008	1999	2008
11	Krümmel*)	KKK	SWR	1997	2008	1997	2008
12	Gundremmingen B	KRB B	SWR	1998	2007	1998	2007
13	Grohnde	KWG	DWR	1998	2000	-----	2000
14	Gundremmingen C	KRB C	SWR	1998	2007	1998	2007
15	Philippsburg 2	KKP 2	DWR	1999	2008	1999	2008
16	Brokdorf*)	KBR	DWR	1996	2006	1996	2006
17	Isar 2*)	KKI 2	DWR	2000	2009	2000	2009
18	Emsland*)	KKE	DWR	1999	2009	1999	2009
19	Neckarwestheim 2*)	GKN 2	DWR	1999	2009	1999	2009
	Mülheim-Kärlich**)	KMK	DWR	-----	-----	-----	----

*) Genehmigungsauflage zur periodischen Sicherheitsüberprüfung

**) Stilllegungsantrag gestellt

Untersuchung auf System- und Kernschadenshäufigkeiten. Zur Weiterentwicklung der probabilistischen Methoden und zu ihrer Erprobung wurden bis in die 90er-Jahre für verschiedene Kernkraftwerke Sicherheitsanalysen mit probabilistischen Methoden außerhalb des atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens durchgeführt.

Seit über zehn Jahren werden probabilistische Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke erstellt. Abweichend vom internationalen Vorgehen wird dabei nicht die Kernschadenshäufigkeit, sondern die Häufigkeit für den Ausfall der auslegungsgemäßen Funktionen der Brennelementkühlung (Stufe 1) und der aktiven Funktionen des Sicherheitsbehälterabschlusses (Stufe 1+) ermittelt. Diese Vorgehen wird mit dem hohen Automatisierungsgrad der deutschen Anlagen im Auslegungsbereich begründet. Die für die probabilistische Sicherheitsanalyse anzuwendenden Methoden und Daten sind in ergänzenden Dokumenten zu den behördlichen Leitfäden [3-74] beschrieben.

Eine Übersicht der bisher im Rahmen der periodischen Sicherheitsanalysen durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen zeigt die Tabelle 14.2. Inzwischen liegen für alle deutschen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen nach [3-74] vor, sie haben zu zahlreichen Erkenntnissen und Systemmodifikationen geführt.

Die Methoden und Daten der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden ständig weiterentwickelt. Deutliche Fortschritte wurden erzielt bei der Erweiterung der Untersuchungstiefe (Stufe 2), der Einbeziehung des Nichtleistungsbetriebes , der genaueren Bewertung von Personalhandlungen und der Betrachtung der Entstehung und Auswirkung von Bränden. Ende 2000 wurde die PSA für eine Konvoi-Anlage fertig gestellt, bei der die jetzt verfügbaren weiterentwickelten Methoden zum Einsatz kamen. Ereignisse des Leistungsbetriebes wurden mit Stufe 2, Ereignisse des Nichtleistungsbetriebes mit Stufe 1 analysiert. Künftig sollen PSA der Stufe 2 im Rahmen aller periodischen Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt werden. Hinsichtlich der besonders sensiblen Frage der gemeinsam verursachten Ausfälle beteiligt sich Deutschland aktiv am internationalen Erfahrungs- und Datenaustausch (ICDE-International Common Cause Failure Data Exchange [OECD/NEA]).

Die entsprechenden Untersuchungen für SWR-Anlagen der Baulinie 69 wurden begonnen.

Internationale Überprüfungen, OSART-Missionen

In Deutschland wurden bislang auf entsprechenden Antrag hin vier OSART-Missionen der IAEA durchgeführt, und zwar bei den Kernkraftwerken Biblis A (DWR) 1986, Krümmel (SWR) 1987, Philippsburg 2 (DWR) 1987 und Grafenrheinfeld (DWR) 1991 (Mission) und 1993 (Follow-up Visit).

Die bei diesen Missionen untersuchten Teilbereiche des Kraftwerksbetriebs

- Betriebsführung, Organisation und Administration,
- Personalschulung und Qualifikation,
- Anlagenbetrieb,
- Instandhaltung,
- Technische Unterstützung,
- Strahlenschutz,
- Chemie und
- Notfallplanung und -vorsorge,

ergaben in keinem Fall größere Mängel. Die vorgeschlagenen Verbesserungen zu Einzelpunkten wurden in den Anlagen umgesetzt, wie sich am Beispiel der Folge-Inspektion im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zeigte. Zu diesem Zeitpunkt nicht umgesetzte Anregungen waren solche, bei denen der Genehmigungsprozess noch nicht abgeschlossen war oder eine bundeseinheitliche Regelung zunächst erfolgen sollte.

Nachrüstungen und sicherheitstechnische Verbesserungen

Die während der Betriebszeit der Kernkraftwerke vorgenommenen Sicherheitsbewertungen haben immer wieder zu Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen der Anlagen geführt. Nachfolgend sind Beispiele für wesentliche Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen aufgeführt, die jeweils eine größere Anzahl von Kernkraftwerken betrafen.

Verbesserung der elektrischen Netzanschlüsse

Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Netzanschlüsse wurden, soweit noch nicht bei der Errichtung schon erfolgt, bei allen Anlagen zwei Netzanschlüsse (Haupt- und Reservenetzanschluss) installiert. Darüber hinaus ist bei allen Anlagen durch die Nachrüstung einer dritten, unabhängigen Netzanbindung eine auch gegen seltene äußere Einwirkungen gesicherte Notstromversorgung geschaffen worden.

Erweiterte Automatisierung

Analysen haben gezeigt, dass durch eine Erweiterung der der Sicherheitsleittechnik vorgelagerten leittechnischen Begrenzungen und durch eine weitergehende Automatisierung von Prozeduren zur Beherrschung von Betriebsstörungen die Eintrittshäufigkeit von unzulässigen thermohydraulischen Zuständen und von Transienten erheblich reduziert werden kann. Entsprechende Maßnahmen wurden anlagenspezifisch vorgenommen.

Um die Zuverlässigkeit der Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit kleinem Leck zu erhöhen, wurden darüber hinaus bei DWR Maßnahmen zum automatisierten Teilabfahren eingeführt.

Entmaschung von Betriebs- und Sicherheitssystemen

Nach den Ergebnissen von Zuverlässigkeitsanalysen ist bei Sicherheitssystemen, die von Betriebssystemen getrennt sind, eine höhere Zuverlässigkeit gegeben als bei vermaschten Systemen. Darüber hinaus ist dabei auch die Störanfälligkeit der Betriebssysteme geringer. Deshalb ist bei neueren Anlagen eine weitgehende Entmaschung der Systeme schon bei der Errichtung realisiert worden. Soweit möglich wurden bei älteren Anlagen nachträgliche

Verbesserungen vorgenommen oder der Einfluss auf die Sicherheit im Einzelnen bewertet.

Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr bei abgeschalteter Anlage (DWR)

Aufgrund von Erkenntnissen aus neueren Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Relevanz von Anlagenzuständen bei abgeschaltetem Reaktor werden, soweit durch die Anlagenauslegung noch nicht erfolgt, Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr getroffen, z. B. beim Mitte-Loop-Betrieb der Kühlsysteme.

Überprüfung und Erweiterung des Störfallspektrums

Die im Rahmen von Genehmigungsverfahren durchgeführten Störfallanalysen führten im Verlauf der Entwicklung der Anlagen zu einer Erweiterung und Differenzierung der Auslegungsstörfälle. Dazu gehört die Konkretisierung der radiologisch repräsentativen Störfälle außerhalb des Sicherheitsbehälters sowie die Präzisierung der Dampferzeugerheizrohrleckage. Dies führte dazu, dass bei älteren Anlagen entsprechende Nachweise zur Störfallbeherrschung, z. T. auch in Verbindung mit Ertüchtigungsmaßnahmen, nachträglich ebenfalls erfolgten.

Überprüfung der Schnittstellen von Hochdruck- in Niederdruckbereichen in kühlmittelführenden Systemen

Ausgehend von einem Ereignis, bei dem es zu einem geringen Austrag von Kühlmittel außerhalb des Sicherheitsbehälters kam, wurde in allen Anlagen die Druckabsicherung in Systemen, die an die druckführende Umschließung des Kühlmittels anschließen, sowie auch die Qualität der Absperrungen eingehend überprüft. Daraus resultierten anlagenspezifische Verbesserungen in der Systemtechnik und der Auslegung von Armaturen.

Nachrüstung eines unabhängigen Nachwärmeabfuhrsystems bei SWR

Probabilistische Analysen ergaben Hinweise auf die Notwendigkeit der Verbesserung der Zuverlässigkeit der Funktion der Nachwärmeabfuhr bei SWR der Baulinie 72. Durch Nachrüstung eines von den vorhandenen Systemen unabhängigen und diversitären Systems wurde eine ausreichend hohe Zuverlässigkeit erreicht.

Verbesserung der Störfallfestigkeit

Vor dem Hintergrund der in den neueren Anlagen wesentlich verbesserten Störfallfestigkeit, insbesondere von Instrumentierungen, Messumformern, Kabelanlagen (Verteilungen, Durchführungen, Anschlusskästen) und Stellantrieben für die Druck-, Temperatur- und Feuchtebedingungen in einem Kühlmittelverluststörfall wurden die entsprechenden Einrichtungen in den älteren Anlagen eingehend überprüft und ertüchtigt.

Erhöhung der Diversität sicherheitstechnischer Einrichtungen

Alle durchgeführten probabilistischen Bewertungen zeigen eine besondere Bedeutung der gleichzeitigen Ausfallmöglichkeiten mehrerer Redundanzen von Sicherheitseinrichtungen aus Fehlern gemeinsamer Ursache. Technische Abhilfe bietet hier eine Diversität der Einrichtungen, Funktionen oder Prozeduren. So wurden bei allen SWR diversitäre, motorgetriebene Druckentlastungsventile und bei SWR der Baulinie 69 diversitäre Steuerventile für die Sicherheits- und Entlastungsventile nachgerüstet.

Untersuchungen zu system- und redundanzübergreifenden Ereignisabläufen

Auf Anregung der RSK wurden in den älteren Anlagen, in denen die bautechnische Trennung redundanter Sicherheitseinrichtungen nicht in dem Umfang und in der Art wie in neueren Anlagen realisiert ist, spezielle Überprüfungen vorgenommen. Dabei wurden insbesondere die Auswirkungen von Bränden und von Überflutungen durch Rohrleitungsbrüche oder Instandhaltungsfehler und deren Folgen eingehend untersucht. Weiterhin ist die elektrische Entkopplung der redundanten Sicherheitsleittechnik überprüft worden. Die Ergebnisse der Untersuchungen führten zu generellen Verbesserungen der Brandschutzmaßnahmen. Bezüglich Überflutungen wurden zusätzliche anlagenspezifische Maßnahmen getroffen.

Optimierte Beherrschung des Dampferzeugerheizrohrlecks bei DWR

Die in der Phase B der deutschen Risikostudie erfolgte vertiefte Untersuchung der unterschiedlichen Ereignisabläufe bei einem Dampferzeugerheizrohrleck zeigte wesentliche Optimierungsmöglichkeiten sowohl in der Systemtechnik als auch in den Prozeduren auf. Sie betrafen insbesondere die Detektion des betroffenen Dampferzeugers, die Anhebung der Ansprechdrücke zur Frischdampfabgabe an die Atmosphäre und die primärseitige Druckabsenkung zur Reduzierung des Kühlmittelaustrags sowie besondere Abfahrweisen zur Verminderung des Ansprechens der Hochdrucksicherheitseinspeisung. Unter Berücksichtigung der vorgegebenen Anlagentechnik erfolgte eine anlagenspezifische Optimierung bei allen DWR.

Nachrüstung von Notstandssystemen

Im Anschluss an die Einführung der Schutzmaßnahmen gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle bei den neueren Anlagen wurde bei älteren Anlagen ein von der vorhandenen Sicherheitstechnik räumlich und systemtechnisch unabhängiges Notstandssystem realisiert, welches unter den Randbedingungen solcher Ereignisse und im Fall von Einwirkungen Dritter ausgefallene Sicherheitsfunktionen, wie Reaktorabschaltung, Speisewasserversorgung und die Nachwärmeabfuhr, übernehmen kann. Zu diesen Nachrüstungen gehört auch eine von der Warte unabhängige Notsteuerstelle. Eine Ausnahme besteht für das KKW Biblis, Blöcke A und B (Doppelblockanlage). Diese Blöcke haben keine blockspezifischen Notstandssysteme, im Notstandsfall stehen für jeden Block Notstandsfunktionen durch den Nachbarblock zur Verfügung. Blockspezifische Notstandssysteme befinden sich in der Planung.

Verbesserung von Brandschutzmaßnahmen

Aufgrund der Entwicklung der Brandschutzkonzepte hin zu vorrangig bautechnischen Brandschutzmaßnahmen

sowie der Fortentwicklung der Qualitäts- und Prüfanforderungen an brandschutztechnische Einrichtungen wurden bei älteren Kernkraftwerken umfangreiche Verbesserungen vorgenommen. Neben der allgemeinen Ertüchtigung der bautechnischen Maßnahmen, insbesondere auch zum Schutz von Kabeln, gehörten zusätzliche oder erweiterte Feuerlöschanlagen und, soweit noch nicht vorhanden, eine Betriebsfeuerwehr auf dem Ausbildungsstand einer Berufsfeuerwehr.

Austausch von Werkstoffen bei Frischdampf- und Speisewasserleitungen und Behältern mit großem Energieinhalt

Ausgehend von früheren Diskussionen zur Berstsicherheit von großen Behältern und Rohrleitungen und anlässlich von Rissbefunden an Frischdampf- und Speisewasserleitungen in SWR wurde von der Reaktor-Sicherheitskommission ein Konzept zum Bruchausschluss von druckführenden Umschließungen erarbeitet. Dieses Konzept beinhaltet Anforderungen zur Basissicherheit an Werkstoff, Konstruktion, Herstellung, Prüfungen sowie die entsprechende Qualitätssicherung, sodass große Brüche mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden können. Entsprechend diesem Konzept erfolgte bei allen SWR, deren Leitungen bis zur Zweitabsperrung nicht den Anforderungen der Basissicherheit genügten, ein Austausch. Bei Siedewasser- und DWR wurde ein solcher Austausch auch bei Behältern mit großem Energieinhalt vorgenommen, soweit dadurch ein deutlicher Beitrag zur Risikominderung erreichbar war.

Verbesserung der Störfallinstrumentierung

Zur Anpassung an den heutigen Stand des Regelwerkes ist in älteren Anlagen die Störfallinstrumentierung [KTA 3502] in Umfang und Qualität ertüchtigt worden. Dabei wurde in allen Anlagen entsprechend der Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission auch eine Erweiterung der Instrumentierung zur besseren Durchführbarkeit von Notfallschutzmaßnahmen vorgenommen.

Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle für den Notfallschutz

In Zusammenhang mit der Einführung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen wurden Maßnahmen getroffen, um die umfangreichen Überwachungs- und Eingriffsmöglichkeiten von der Warte und der Notsteuerstelle aus auch unter Bedingungen, wie sie bei schweren Störfällen auftreten können, sicherzustellen. Dazu gehört insbesondere eine unabhängige Belüftung der Warte mit der Möglichkeit der Rückhaltung radioaktiver Stoffe sowie einer Verbesserung der Notstromversorgung aus Batterien.

Ertüchtigung der primärseitigen Druckbegrenzung und -reduzierung (DWR)

Zur Verbesserung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der primärseitigen Druckbegrenzung bei ATWS sowie zur Druckreduzierung für „bleed and feed“ als präventive Notfallschutzmaßnahme wurde, soweit nicht schon bei der Errichtung der Anlage berücksichtigt, eine Ertüchtigung der Druckhalterarmaturen vorgenommen.

Begrenzung der Wasserstoffkonzentration bei schweren Störfällen mit Kernschäden in DWR

Untersuchungen zeigen, dass bei schweren Störfällen mit Kernschäden bis hin zu einem vollständigen Kernschmelzen mit der Entstehung großer Mengen von Wasserstoff zu rechnen ist. Die Reaktor-Sicherheitskommission hat Untersuchungen und Entwicklungen zur frühzeitigen Beseitigung und Reduzierung des Wasserstoffs gefordert. Die Entwicklungen und Vorbereitungen zur Implementierung von Maßnahmen sind, wie auch in Kapitel 18 (i) erwähnt, weitgehend abgeschlossen. Die Maßnahmen werden zurzeit umgesetzt.

Inertisierung des Sicherheitsbehälters bei SWR

Zur Beherrschung der Wasserstofffreisetzung bei schweren Störfällen in SWR der Baulinie 69 wurde eine Inertisierung der Sicherheitsbehälter im Leistungsbetrieb realisiert. Durch diese Maßnahme werden auch ungünstige Zustände bei Kühlmittelverluststörfällen voll abgedeckt. Bei SWR der Baulinie 72 wurde die Kondensationskammer inertisiert und die Druckkammer mit Katalysatoren ausgestattet (Kapitel 18).

Maßnahmen zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nach schweren Störfällen mit Kernschäden

Zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters bei schweren Störfällen mit Kernschäden hat die Reaktor-Sicherheitskommission für alle Anlagen die Nachrüstung eines Druckentlastungssystems mit Filterung zur Rückhaltung von radioaktiven Aerosolen und Jod empfohlen und die Anforderungen an die Auslegung und Einsatzweise spezifiziert. Diese zu den Notfallschutzmaßnahmen gehörenden Einrichtungen sind inzwischen, wie in Kapitel 18 (i) bei den präventiven Maßnahmen der vierten Sicherheitsebene beschrieben, realisiert. In Biblis A ist die Maßnahme beantragt.

Fazit

Als Ergebnis der durchgeführten Sicherheitsbewertungen und der daraus resultierenden Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen ist festzuhalten, dass der genehmigte Sicherheitsstatus der Anlagen nicht nur erhalten wurde, sondern auch neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse während des Betriebs der Anlagen angemessen berücksichtigt wurden. Damit konnte die Sicherheit der Kernkraftwerke dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik weitgehend und soweit im Rahmen der Anlagenkonzeption möglich nachgeführt werden. Für das KKW Biblis A sind wesentliche Teile der geforderten Nachrüstung noch nicht realisiert. Basierend auf der Sicherheitsanalyse für Biblis A von 1991 wurden von der Aufsichtsbehörde Auflagen zur Ertüchtigung der Anlage gemacht, die zu einer Vielzahl von Änderungsanträgen des Betreibers geführt haben. Derzeit steht die Genehmigung eines wesentlichen Teils der beantragten Änderungen noch aus.

Die Tabelle 14.3 (Seite 42) gibt eine Überblick über wesentliche durchgeführte sicherheitstechnische Verbesserungen, aufgeschlüsselt nach den vier Generationen Druckwasserreaktoren und den beiden Baulinien Siedewasserreaktoren.

Tabelle 14.3

Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien getrennt

Verbesserungsziel Verbesserungsmaßnahmen	**DWR- Generation**				**SWR-Baulinie**	
	1	**2**	**3**	**4**	**69**	**72**
1. Erhöhte Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs						
– Zusätzliche Netzanschlüsse	X	X	●	●	X	●
2. Erhöhte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen						
– Zusätzliche Notstromdiesel	X	X	●	●	X	●
– Zusätzliche Hochdruck- und Niederdruck-Notkühlsysteme (DWR)	X	●	●	●		
– Erweiterung der Notkühlsysteme/zusätzliche Einspeisungen (DWR)	X	X	●	●		
– Ertüchtigung der Hochdruck-/Niederdruck-Schnittstellen	X	X	X	X	X	X
– Autarke Notkühlsysteme/neues diversitäres Notkühlsystem (SWR)					X	X
– Zusätzliche Notspeisewassersysteme	X	X	●	●	●	●
– Störfallfeste Ertüchtigung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten	X	X	●	●	X	●
– Zusätzliche Armaturen für den Gebäudeabschluss (SWR)					X	●
– Diversitäre Steuerventile für die Sicherheits- und Entlastungsventile (SWR)					X	●
– Diversitäre Druckentlastungsventile (SWR)					X	X
3. Beherrschung von Notstandsfällen						
– Notstandssysteme	X	X	●	●	X	●
4. Verringerung der Folgen möglicher Brände						
– Bauliche Trennung durch neue Systeme in anderen Bauwerken	X	●	●	●	X	●
– Zusätzliche Feuerlöschanlagen	X	●	●	●	●	●
– Nachrüstung von Feuerlöschanlagen	X	●	●	●	●	●
– Ertüchtigung von Brandschutzklappen und Abschottungen	X	X	●	●	●	●
– Zusätzliche Brandschutzklappen	X	●	●	●	X	●
5. Verbesserung der Barrieren						
– Neue Leitungen aus verbessertem Werkstoff für Frischdampf-, Speisewasser- und nukleare Hilfssysteme (SWR)					X	●
– Optimierte Dampferzeugerwerkstoffe (DWR)	X	●	●	●		
– Entfall des Lagerdruckwassersystems mit den Anschlüssen nach außen (SWR)					X	●
6. Anlageninterner Notfallschutz						
– Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensvermeidung	X	X	X	X	X	X
– Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensminderung	X	X	X	X	X	X

X Verbesserung durch Nachrüstung

● bereits in der Auslegung enthalten

15 Strahlenschutz

Grundlagen

Die rechtliche Grundlage für den Umgang mit radioaktiven Stoffen ist die Strahlenschutzverordnung [1A-8]. Sie enthält Vorschriften, mit denen Menschen und Umwelt vor Schäden durch ionisierende Strahlung zivilisatorischen und natürlichen Ursprungs geschützt werden. Es werden darin Anforderungen und Grenzwerte festgelegt, die bei einer Nutzung radioaktiver Stoffe zugrunde zu legen sind. Hierzu zählt auch der Umgang mit Kernbrennstoffen sowie Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen im Sinne des § 7 des Atomgesetzes.

Die Verordnung wurde im Laufe der Zeit mehrfach geändert, neu gefasst und an die jeweiligen EURATOM-Grundnormen [1F-18] angepasst. Diese geben den Rahmen im Strahlenschutz für die Europäische Union vor. Die Novellierung der Strahlenschutzverordnung zur Angleichung an die EURATOM-Grundnormen von 1996 trat am 1. August 2001 in Kraft. Die gesetzlichen Voraussetzungen hierfür wurden zuvor durch die Novellierung des Atomgesetzes vom 3. Mai 2000 geschaffen.

Die Strahlenschutzverordnung regelt auch die Genehmigungs- und Anzeigepflicht für den Umgang mit künstlich erzeugten radioaktiven Stoffen, für ihre Ein- und Ausfuhr und ihre Beförderung und schreibt organisatorische und physikalisch-technische Schutzmaßnahmen und medizinische Überwachungen vor. Zum Geltungsbereich gehört auch der Umgang mit natürlich vorkommenden radioaktiven Stoffen.

Maßgeblich für Tätigkeiten im Bereich des Strahlenschutzes sind die in § 6 Strahlenschutzverordnung formulierten Strahlenschutzgrundsätze:

– Jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt ist zu vermeiden.

– Jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt ist unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalles auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Gemeinsam mit dem Verhältnismäßigkeitsprinzip, das als Verfassungsgrundsatz stets zu berücksichtigen ist, ergibt sich aus diesen Grundsätzen ein Minimierungsgebot für die Strahlenexposition.

Die wesentlichen in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte werden in den folgenden Textabschnitten behandelt und sind in Tabelle 15.1 zusammengestellt. Erstmals sind umfangreiche Regelungen zur Freigabe radioaktiver Stoffe (Kapitel 19 (viii)) in der Strahlenschutzverordnung festgelegt worden.

Beruflich strahlenexponierte Personen

Grenzwert der Körperdosis für beruflich strahlenexponierte Personen ist eine effektive Dosis von maximal 20 mSv pro Jahr vorgeschrieben. Weitere Grenzwerte sind für Organe und Gewebe festgelegt. Personen unter 18 Jahren und gebärfähige Frauen unterliegen strengeren Grenzwerten. Ein ungeborenes Kind darf durch die Berufstätigkeit der Mutter nicht mehr als 1 mSv erhalten. Die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen darf die Lebenszeitdosis von 400 mSv nicht überschreiten.

Abweichend von diesen Grenzwerten können Strahlenexpositionen zugelassen werden, um Gefahren für Personen abzuwehren. Die aus solchen Anlässen erhaltenen Körperdosen dürfen in einem Kalenderjahr 100 mSv und 250 mSv nur einmal im Leben nicht überschreiten.

Die neue Strahlenschutzverordnung enthält für den Zeitraum bis zum Jahr 2005 Übergangsvorschriften, die an die Grenzwerte der alten Strahlenschutzverordnung anknüpfen, aber dennoch den EURATOM-Grundnormen gerecht werden. Die Tabelle 15.1 stellt die Werte der neuen Strahlenschutzverordnung dar.

An Personen, die sich im Kontrollbereich aufhalten, sind die Körperdosen zu ermitteln. Dazu wird in der Regel die Personendosis gemessen. Alle beruflich strahlenexponierten Personen werden von behördlich dazu ermächtigten Ärzten untersucht.

Die Strahlenschutzverordnung regelt weiterhin die Dokumentation der Personendosen und der Ergebnisse der ärztlichen Überwachung sowie die Anzeige- und Meldepflichten gegenüber der Aufsichtsbehörde. Daten über die Strahlenexposition beruflich strahlenexponierter Personen werden zur Überwachung der Einhaltung von Dosisgrenzwerten und der Beachtung der Strahlenschutzgrundsätze in einem beim Bundesamt für Strahlenschutz geführten Register erfasst.

Die Auslegung des Kernkraftwerks ist so durchzuführen, dass die Schutzvorschriften der Strahlenschutzverordnung für die in Kernkraftwerken tätigen beruflich strahlenexponierten Personen eingehalten werden können. Der Konstrukteur muss die für den Strahlenschutz wichtigen Gesichtspunkte bereits bei der Konstruktion berücksichtigen [3-43], [KTA 1301]. Organisatorische und technische Maßnahmen zum Schutz der im Kernkraftwerk tätigen Personen vor Strahlenexposition während des Anlagenbetriebes sind ebenfalls in [KTA 1301] beschrieben.

Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb

Für die Strahlenexposition der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen im bestimmungsgemäßen Betrieb gelten die in den §§ 46 und 47 der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte und Anforderungen.

Für die effektive Dosis durch Direktstrahlung einschließlich der Strahlenexpositionen aus Ableitungen ist als Grenzwert 1 mSv im Kalenderjahr festgelegt. Darüber hinaus existieren Grenzwerte für einzelne Organe und Gewebe.

Tabelle 15.1

Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung

§	Geltungsbereich	Zeitraum	Grenzwert [mSv]
	Auslegung und Betrieb kerntechnischer Anlagen		
46	Umgebung kerntechnischer Anlagen		
	effektive Dosis: Direktstrahlung aus Anlagen einschließlich Ableitungen	Kalenderjahr	1,0
	Organdosis für die Augenlinse	Kalenderjahr	15
	Organdosis für Haut	Kalenderjahr	50
47	Grenzwerte für Ableitungen mit Luft oder Wasser im bestimmungsgemäßen Betrieb		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	0,3
	Organdosis für Knochenoberfläche, Haut	Kalenderjahr	1,8
	Organdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	0,3
	Organdosis für Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, Schilddrüse, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Kalenderjahr	0,9
49	Störfallplanungswerte für Kernkraftwerke		
	Effektive Dosis	Ereignis	50
	Organdosis Schilddrüse und Augenlinse	Ereignis	150
	Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Ereignis	500
	Organdosis Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Ereignis	50
	Organdosis Knochenoberfläche	Ereignis	300
	Organdosis Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Ereignis	150
	Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen		
55	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A		
	Effektive Dosis,	Kalenderjahr	20
	Organdosis für die Augenlinse	Kalenderjahr	150
	Organdosis für Haut, Hände, Unterarme, Füße und Knöchel	Kalenderjahr	500
	Organdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	50
	Organdosis für Schilddrüse, Knochenoberfläche	Kalenderjahr	300
	Organdosis für Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Kalenderjahr	150
	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	6
	Teilkörperdosis für Augenlinse	Kalenderjahr	45
	Teilkörperdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Kalenderjahr	150
	Körperdosis für Personen unter 18 Jahren	Kalenderjahr	1
	Auszubildende 16 bis 18 Jahre mit Erlaubnis der Behörde	Kalenderjahr	6
	Teilkörperdosis Gebärmutter für gebärfähige Frauen	Monat	2
	Ungeborenes Kind	Schwangerschaft	1
56	Effektive Dosis	Gesamtes Leben	400
58	Beseitigung von Störfallfolgen		
	(nur Kategorie A, nach Genehmigung durch die Behörde)	Gesamtes Leben	100
	Effektive Dosis	Gesamtes Leben	300
	Organdosis für die Augenlinse	Gesamtes Leben	1 000
	Organdosis für Haut, Hände, Unterarme, Füße und Knöchel		
59	Abwehr von Gefahren für Personen	Kalenderjahr	100
	(nur über 18 Jahre, keine Schwangeren)	Einmal im Leben	250

Die technische Auslegung und der Betrieb einer Anlage oder Einrichtung ist so zu planen, dass die durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus diesen Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser bedingte Strahlenexposition der Bevölkerung jeweils den Grenzwert der effektiven Dosis im Kalenderjahr von 0,3 mSv nicht überschreitet. Weitere Grenzwerte gelten für einzelne Organe und Gewebe.

Radioaktive Ableitungen werden nuklidspezifisch bilanziert und ermöglichen damit die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen. Die dabei zu verwendenden Rechenmodelle und Parameter sind in der Strahlenschutzverordnung und in einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-1] angegeben. Danach ist die Strahlenexposition für eine Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen zu berechnen. Die ungünstigsten Einwirkungsstellen sind die Stellen in der Umgebung der Anlage, die aufgrund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in der Umgebung bei Aufenthalt von Personen oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel die höchste Strahlenexposition der Referenzperson erwarten lassen. Für die Referenzperson werden ungünstige Ernährungsgewohnheiten und Aufenthaltszeiten angenommen, sodass die zu erwartende Strahlenexposition des Menschen keinesfalls unterschätzt wird.

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Störfällen

Zentraler Sachpunkt, der im Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke überprüft wird, sind die geplanten baulichen oder sonstigen technischen Schutzmaßnahmen gegen Auslegungsstörfälle (Kapitel 18 (i)). Hierzu ist nach § 49 der Strahlenschutzverordnung nachzuweisen, dass unbeschadet des Minimierungsgebotes als effektive Dosis in der Umgebung der Anlage auch im Störfall der Planungswert von 50 mSv (berechnet über alle Expositionspfade als 50-Jahre-Folgedosis) nicht überschritten wird. Weitere Planungswerte gelten für einzelne Organe und Gewebe. Die für die Nachweisführung zu benutzenden radiologischen Berechnungsmethoden und -annahmen sind in den Berechnungsgrundlagen [3-33] festgelegt. Für andere kerntechnische Anlagen legen die zuständigen Behörden nach § 50 der Strahlenschutzverordnung Art und Umfang der Schutzmaßnahmen unter Berücksichtigung des Einzelfalls, insbesondere des Gefährdungspotenzials der Anlage und der Wahrscheinlichkeit des Eintritts des Störfalls fest.

Emissionsüberwachung

Die Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen müssen nach § 48 der Strahlenschutzverordnung überwacht und nach Art und Aktivität spezifiziert der zuständigen Behörde mindestens jährlich angezeigt werden.

Die grundsätzliche Forderung einer Emissionsüberwachung wird in konkrete Messprogramme umgesetzt. Diese Messprogramme sind in der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung [3-23] festgelegt. Die Richtlinie gibt in einem allgemeinen Teil die Zielsetzungen und Grundsätze der Emissions- und Immissionsüberwachung an und erläutert zudem die für alle kerntechnischen Anlagen gültigen Anforderungen. In den Anhängen wird das Messprogramm – differenziert nach der Art der kerntechnischen Anlage – konkret aufgelistet.

Der Anhang A für Kernkraftwerke verweist bei der Emissionsüberwachung auf Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). In der Regel [KTA 1503.1] wird die Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft von Kernkraftwerken bei bestimmungsgemäßem Betrieb geregelt, in [KTA 1503.2] die Überwachung bei Störfällen. Die entsprechenden Anforderungen an die Messungen zur Überwachung der Ableitungen mit dem Abwasser findet man in [KTA 1504].

Das in der Richtlinie [3-23] festgelegte Emissionsüberwachungsprogramm führt der Betreiber der kerntechnischen Anlage in Eigenverantwortung durch. Die Messergebnisse werden der Aufsichtsbehörde vorgelegt.

Zur Beurteilung der radiologischen Auswirkungen von Emissionen im bestimmungsgemäßen Betrieb sowie bei Auslegungsstörfällen oder schweren Störfällen werden die für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe bedeutsamen meteorologischen und hydrologischen Parameter standortspezifisch vom Betreiber erfasst. In der Regel wird eine meteorologische Instrumentierung eingesetzt, die alle meteorologischen Größen fortlaufend erfasst, die für Ausbreitungsrechnungen erforderlich sind [KTA 1508]. Für die Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse und Ablagerungsbedingungen im Vorfluter werden im Wesentlichen der mittlere jährliche Abfluss und der mittlere Abfluss für das Sommerhalbjahr bestimmt.

Die Dosis durch Direktstrahlung wird durch Messungen der Ortsdosis am Zaun der Anlage direkt überwacht.

Neben den Überwachungseinrichtungen des Betreibers gibt es auch Überwachungsmessstellen der Behörde, z. B. im Kamin, die ihre Messwerte direkt über die KFÜ-Datenleitung der Behörde melden (siehe unten). Die Bilanzierungsmessungen der Betreiber an Wochen-, Monats-, Quartals- und Jahresproben für Luft und Wasser werden regelmäßig durch ein unabhängiges Labor überprüft [3-44].

Immissionsüberwachung

Die Betreiber der Kernkraftwerke führen nach § 48 der Strahlenschutzverordnung ein behördlich angeordnetes Programm zur Immissionsüberwachung in der Umgebung der Anlage durch. Zusätzlich zu den Immissionsmessungen des Betreibers werden von der zuständigen Behörde routinemäßige Immissionsüberwachungen in der Umgebung durch eine unabhängige Institution veranlasst. Sie sollen die Emissionsüberwachung ergänzen mit den Zielen:

– die Aktivitätsabgaben zusätzlich zu kontrollieren,

– die Einhaltung der Dosisgrenzwerte in der Umgebung zu verifizieren und

– langfristige Akkumulationen in der Umwelt zu erkennen.

Verwaltungsbehörden des Bundes führen Vergleichsmessungen und Vergleichsanalysen zur Qualitätssicherung durch.

In den Anhängen zur Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen [3-23] sind die Programme zur Immissionsüberwachung der Umgebung vor Inbetriebnahme und im bestimmungsgemäßen Betrieb für Kernkraftwerke, Brennelementfabriken, Brennelement-Zwischenlager und Endlager jeweils für den Genehmigungsinhaber und die unabhängige Institution spezifiziert.

Um eine Erhöhung der Radioaktivität in der Umgebung kerntechnischer Anlagen über den schon vorhandenen Untergrund erkennen zu können, müssen zwei Jahre vor der Inbetriebnahme Null-Pegel-Messungen durchgeführt werden, deren Umfang sich an den Messungen für den bestimmungsgemäßen Betrieb orientieren. Darüber hinaus wird präzisiert, zu welchem Zeitpunkt und in welchem Umfang Überwachungsmaßnahmen nach der Stilllegung und dem sicheren Einschluss entfallen können oder weitergeführt werden müssen.

Die Richtlinie [3-23] fordert ferner, dass der Genehmigungsinhaber und die unabhängigen Institutionen Probenahme-, Mess- und Auswerteverfahren für einen Störfall oder Unfall im erforderlichen Umfang bereithalten und erproben. Entsprechend sind in den Anhängen Störfallmessprogramme spezifiziert, sowohl für den Genehmigungsinhaber als auch für die unabhängige Institution. Diese Messprogramme sollen in einem Ereignisfall als erste Maßnahme durchgeführt werden. Sie sind so konzipiert, dass mit den aufgeführten Messungen die radiologische Situation schnell erfasst und bewertet werden kann.

Bei der Aufstellung der Überwachungsprogramme sind alle Expositionspfade zu berücksichtigen, die zu einer Strahlenexposition des Menschen führen können. Die Probenahmen und die Messungen sind so gestaltet, dass relevante Dosisbeiträge durch äußere Bestrahlung, durch Inhalation und Ingestion im bestimmungsgemäßen Betrieb erkennbar sowie im Störfall oder Unfall ermittelbar sind.

Fernüberwachung von Kernkraftwerken

Wie dargelegt, wird die Eigenüberwachung des Genehmigungsinhabers durch verschiedene unabhängige Messprogramme kontrolliert. Meist handelt es sich um Proben über einen kürzeren oder längeren Zeitraum, also diskontinuierliche Kontrollen. Eine kontinuierliche Kontrolle der aktuellen Kraftwerksparameter wird über die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) [3-54] vorgenommen. Eine Auswahl von Messgrößen aus:

– Betrieb,
– Emissionsüberwachung,
– Immissionsüberwachung und
– Meteorologie

wird online an die zuständige Aufsichtsbehörde des Landes gemeldet. Dieses System arbeitet sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch im Störfall oder Unfall, soweit die Instrumentierung geeignet und noch verfügbar ist.

Integriertes Mess- und Informationssystem

Zusätzlich zur Standortüberwachung der Kernkraftwerke wie bisher geschildert wird nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] eine großräumige Messung des Strahlenpegels auf dem Gebiet der Bundesrepublik durch das Integrierte Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS) vorgenommen. Durch die Messungen lassen sich schon geringfügige Änderungen der Umweltradioaktivität schnell und zuverlässig erfassen und bewerten und die Öffentlichkeit gegebenenfalls informieren. Dieses Mess- und Informationssystem ist permanent im Einsatz. Bei erhöhten Messwerten wird auf Veranlassung des Bundesumweltministeriums vom Routinebetrieb auf einen Intensivbetrieb umgeschaltet, der im Wesentlichen in einer erhöhten Mess- und Probenahmefrequenz besteht.

Das bundesweite Messnetz umfasst mehr als 2 000 Messstellen, deren Daten bei der Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität im Bundesamt für Strahlenschutz zusammenlaufen und von dort an das Bundesumweltministerium weitergeleitet werden. Der Umfang und die Verfahren der erforderlichen Messungen sind in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-4] sowie den Richtlinien für den Routinebetrieb [3-69] und den Intensivbetrieb [3-69-2] festgelegt. Die Ergebnisse werden auch im internationalen Informationsaustausch verwendet (Kapitel 16 (2)). Es werden ständig zwei Karten der Umweltradioaktivität im Internet bereitgestellt, die wöchentlich aktualisiert werden.

Ergebnisse des Strahlenschutzes in Kernkraftwerken

Die Daten über die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser aus kerntechnischen Anlagen in Deutschland und die Werte der daraus resultierenden Strahlenexposition werden in den jährlichen Berichten der Bundesregierung an den Deutschen Bundestag über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“ und ausführlicher in den gleichnamigen Jahresberichten des Bundesumweltministeriums veröffentlicht. Die bilanzierten Jahresableitungen liegen im Allgemeinen deutlich unter den für jede Anlage separat behördlich genehmigten Emissionsgrenzwerten, zum größten Teil bei nur wenigen Prozenten dieser Werte. Daher sind auch die aus den Ableitungen berechneten Werte der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Regel kleiner als 5 % der in der Strahlenschutzverordnung bisher festgelegten Dosisgrenzwerte.

Die bilanzierten radioaktiven Stoffe bei Ableitungen aus den deutschen Kernkraftwerken im Jahre 1999 sind in Tabelle 15.2 und Tabelle 15.3 zusammengestellt. Für die Ableitungen von Tritium mit dem Abwasser aus den Anlagen mit Druckwasserreaktor werden technisch bedingt die Genehmigungsgrenzwerte zu etwa 35 % ausgeschöpft.

Tabelle 15.2

Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken 1999

	Edelgase [Bq]	Aerosole [Bq]	Iod 131 [Bq]	Tritium [Bq]	C-14 [Bq]
Druckwasserreaktoren					
Obrigheim	2,9 E+11	1,2 E+06	6,6 E+05	1,3 E+11	4,7 E+10[1)]
Stade	1,5 E+12	5,3 E+05	1,4 E+06	5,3 E+11	1,9 E+11[2)]
Biblis A	1,0 E+12	9,2 E+06	2,3 E+05	2,4 E+11	3,0 E+11[3)]
Biblis B	1,2 E+12	1,5 E+06	2,9 E+05	1,8 E+11	1,0 E+11[4)]
Neckarwestheim 1	7,0 E+11	2,6 E+05[5)]	2,6 E+05	1,3 E+11	2,4 E+11[6)]
Unterweser	3,9 E+12	1,6 E+06	5,2 E+05	4,4 E+11	3,7 E+10
Grafenrheinfeld	3,5 E+11	1,8 E+06	u. N.[*)]	2,7 E+11	5,0 E+10
Grohnde	3,0 E+11	5,1 E+05	6,2 E+04	2,6 E+11	3,3 E+11[7)]
Philippsburg 2	3,2 E+12	3,3 E+05	2,6 E+06	1,1 E+12	1,8 E+11[8)]
Mülheim-Kärlich	u. N.	u. N.	u. N.	2,9 E+10	5,1 E+08
Brokdorf	2,6 E+11	u. N.	u. N.	3,2 E+11	3,0 E+11[9)]
Isar 2	5,0 E+11	u. N.	u. N.	4,8 E+11	5,4 E+11
Emsland	9,7 E+11	u. N.	2,0 E+05	2,5 E+12	7,0 E+11[10)]
Neckarwestheim 2	2,8 E+11	u. N.	u. N.	2,6 E+11	2,7 E+11[11)]
Siedewasserreaktoren					
Brunsbüttel	3,7 E+12	5,7 E+07	7,1 E+06	7,5 E+10	2,7 E+11
Isar 1	3,3 E+10	4,6 E+06	3,9 E+07	8,1 E+10	2,9 E+11[12)]
Philippsburg 1	3,7 E+11	9,6 E+06	1,4 E+07	5,5 E+10	6,2 E+11
Krümmel	1,1 E+11	1,2 E+07	1,8 E+08	3,9 E+10	4,8 E+11
Gundremmingen B + C	9,7 E+09	u. N.	2,5 E+06	9,6 E+11	9,0 E+11

*) u. N.: Messwert lag unter der Nachweisgrenze

1) davon entfallen 9,6 E+09 Bq auf CO_2

2) davon entfallen 2,6 E+10 Bq auf CO_2

3) davon entfallen 2,5 E+10 Bq auf CO_2

4) davon entfallen 2,5 E+10 Bq auf CO_2

5) davon entfallen 1,7 E+04 Bq auf Sb 122 (Halbwertszeit < 8 Tage)

6) davon entfallen 1,0 E+10 Bq auf CO_2

7) davon entfallen 1,9 E+10 Bq auf CO_2

8) davon entfallen 4,0 E+10 Bq auf CO_2

9) davon entfallen 5,2 E+10 Bq auf CO_2

10) davon entfallen 3,3 E+11 Bq auf CO_2

11) davon entfallen 1,1 E+11 Bq auf CO_2

12) davon entfallen 2,7 E+11 Bq auf CO_2

Tabelle 15.3

Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken 1999

	Spalt- und Aktivierungsprodukte (außer Tritium) [Bq]	Tritium [Bq]	α-Strahler [Bq]
Druckwasserreaktoren			
Obrigheim	4,3 E+08	6,1 E+12	u. N.*)
Stade	4,3 E+07	3,0 E+12	2,7 E+04
Biblis A	1,1 E+08	1,6 E+13	u. N.
Biblis B	3,0 E+08	1,6 E+13	u. N.
Neckarwestheim 1	1,9 E+06	6,7 E+12	3,3 E+05
Unterweser	7,1 E+07	7,7 E+12	u. N.
Grafenrheinfeld	3,2 E+07	1,4 E+13	u. N.
Grohnde	5,1 E+06	1,9 E+13	u. N.
Philippsburg 2	4,4 E+08	1,8 E+13	u. N.
Mülheim-Kärlich	6,8 E+06	9,0 E+09	u. N.
Brokdorf	6,9 E+06	1,8 E+13	u. N.
Isar 2	9,5 E+05	2,4 E+13	u. N.
Emsland	u. N.	1,7 E+13	u. N.
Neckarwestheim 2	3,6 E+07	1,7 E+13	u. N.
Siedewasserreaktoren			
Brunsbüttel	3,9 E+08	2,6 E+11	u. N.
Isar 1	7,7 E+07	3,5 E+11	u. N.
Philippsburg 1	2,9 E+08	5,9 E+11	u. N.
Krümmel	1,9 E+06	3,5 E+11	u. N.
Gundremmingen B+C	1,0 E+09	6,5 E+12	u. N.

*) u. N.: Messwert lag unter der Nachweisgrenze

Die Personendosen der Beschäftigten in den deutschen Kernkraftwerken sind in den vergangenen Jahren kontinuierlich zurückgegangen. Die Abbildung 15.1 zeigt die mittleren Kollektivdosen pro Jahr und Anlage bezogen auf die Generationen und Baulinien. Die Spitze bei den Siedewasserreaktoren zu Beginn der 80er-Jahre erklärt sich durch umfangreiche Nachrüstmaßnahmen im nuklearen Bereich.

Zum Rückgang der Personendosen haben vor allem die stetigen Verbesserungsmaßnahmen im Strahlenschutz- und Instandhaltungsbereich und bei der Betriebsführung beigetragen. Insbesondere ist hier auf die technische Auslegung der drei zuletzt in Betrieb gegangenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor hinzuweisen. Der konsequente Verzicht auf kobalthaltige Werkstoffe in nahezu allen Komponenten des Primärsystems hat zu einer erheblichen Verringerung des Gehalts an Co-60 in den Korrosionsprodukten des Kühlwassers geführt und damit die Dosisleistung an den entsprechenden Komponenten gegenüber älteren DWR-Anlagen deutlich reduziert. Dies schlägt sich in den niedrigen kumulierten Personendosen für die Druckwasserreaktoren der 4. Generation, insbesondere während des jährlichen Anlagenstillstandes nieder (Abbildung 15.2).

Für SWR wurde in den 90er-Jahren eine Reduktion der Personendosis für Betriebs- und Fremdpersonal erreicht – vor allem durch zwei Maßnahmen:

– Entfall des Lagerdruckwassersystems durch Umbau der internen Zwangsumwälzpumpen der Baulinie 69

– und Verringerung der Anzahl der zu prüfenden Schweißnähte durch Rohrleitungstausch.

Abbildung 15.1

Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage

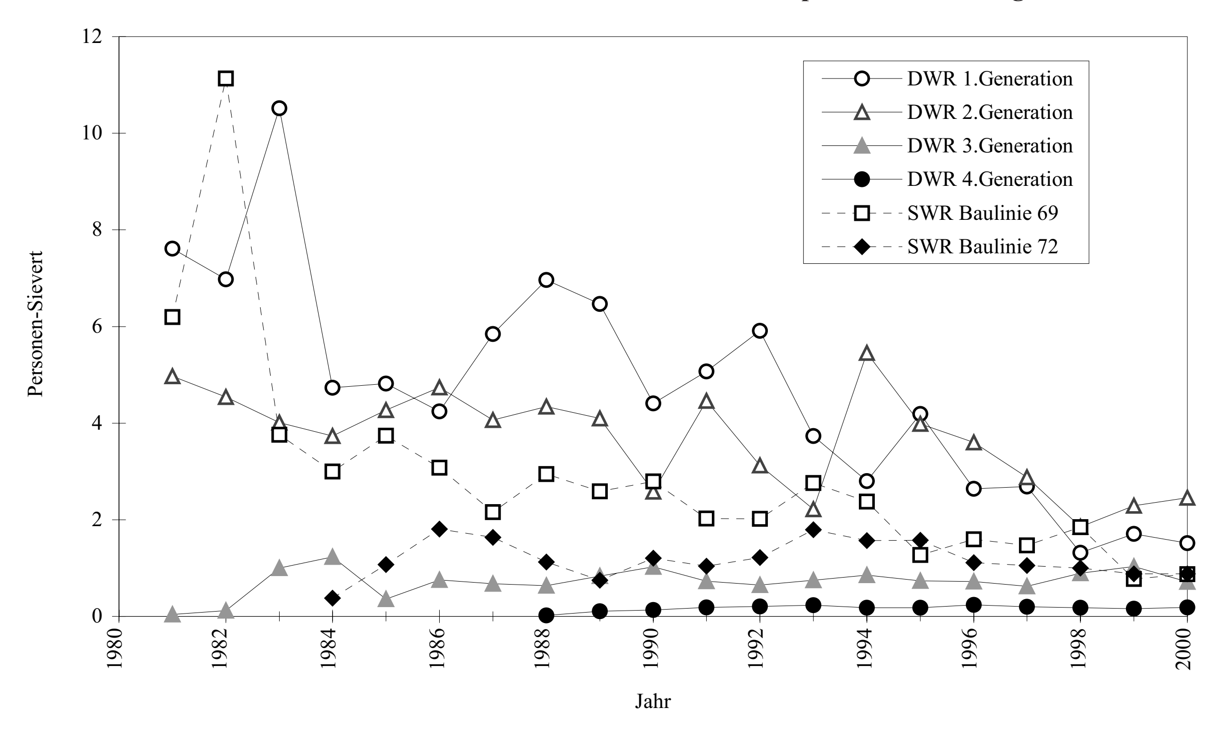
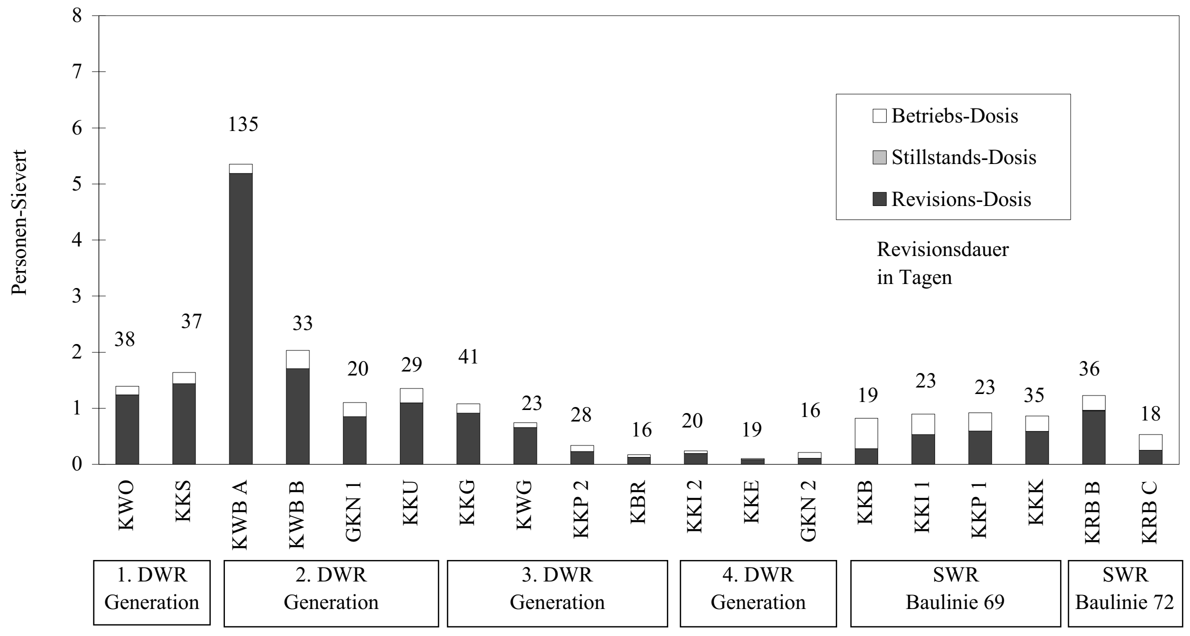


Abbildung 15.2

Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2000 getrennt nach Betriebszuständen



Betriebsdosis: Kollektivdosis bei Leistungsbetrieb

Stillstandsdosis: Kollektivdosis bei anderen Anlagenstillständen

Revisionsdosis: Kollektivdosis bei Anlagenrevision

Im Wesentlichen wurde dadurch die Aufenthaltsdauer des Personals im strahlenschutzüberwachten Bereich deutlich verkürzt, was sich in der reduzierten Personendosis niederschlägt. Wie bei DWR zeigen sich auch bei SWR die strahlenschutztechnisch günstigeren Eigenschaften der neueren Baulinie.

In dem Zehnjahreszeitraum 1991 bis 2000 wurden für bis zu 21 betriebene Kernkraftwerke (ohne KMK) – das sind insgesamt 194 Reaktorbetriebsjahre – insgesamt 1 332 Ereignisse aus den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken (ohne stillgelegte Anlagen) gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (Kapitel 19 (vi)). Mit diesen Ereignissen waren keine Grenzwertüberschreitungen bei Abgaben mit Abluft oder Abwasser und keine Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb des umgrenzten Anlagengeländes verbunden.

16 Notfallvorsorge

16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne

Zum Schutze der Bevölkerung wurde in Deutschland – unter Berücksichtigung der föderalen Struktur der Bundesrepublik und der daraus resultierenden Zuständigkeiten auf Bundes- und Landesebene – ein Konzept der nuklearen Notfallvorsorge eingerichtet, das im Ereignisfall sehr frühzeitig, d. h. bereits bei einer Überschreitung der Grenzwerte der Ableitungen des bestimmungsgemäßen Betriebes oder bei einem Störfall greift. Dabei erfordert die föderale Struktur Deutschlands eine sehr enge Zusammenarbeit zwischen den zuständigen Behörden des Bundes und der Länder.

Das Konzept der Notfallvorsorge setzt auf den Maßnahmen des Betreibers zur Störfallbeherrschung (Kapitel 19 (iv)) und zum anlageninternen Notfallschutz (Kapitel 18) auf. Es umfasst anlagenextern behördliche Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge und des Katastrophenschutzes.

Strahlenschutzvorsorgemaßnahmen dienen dem vorsorgenden Gesundheitsschutz der Bevölkerung auch unterhalb der Eingreifrichtwerte des Katastrophenschutzes. Diese Maßnahmen sind längerfristig angelegt und in der Regel nicht lokal begrenzt. Sie sind überwiegend Aufgabe des Bundes und umfassen Empfehlungen zu Maßnahmen insbesondere im landwirtschaftlichen Bereich im Einvernehmen mit den zuständigen Bundesressorts und den obersten Landesbehörden.

Katastrophenschutzmaßnahmen dienen der unmittelbaren Gefahrenabwehr und sind räumlich und zeitlich begrenzt. Die Zuständigkeit liegt bei den Ländern, bei den Innenbehörden und ihren regionalen oder lokalen Verwaltungsbehörden. Im Fall einer Katastrophe wird eine Katastrophenschutzleitung gebildet, die je nach Bundesland beim Land oder bei den regionalen Regierungsstellen installiert wird.

Aufgabe des Bundes beim Katastrophenschutz ist dessen Unterstützung und Harmonisierung. Zu diesem Zweck hat der Bund zusammen mit den Ländern die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ und die „Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden“ [3-15] erarbeitet. Daneben ist der Bund für die Information ausländischer Stellen zuständig. Dem Informationsaustausch mit ausländischen Stellen im Fall von kerntechnischen Unfällen innerhalb der Europäischen Union dient das sprachenunabhängige System ECURIE.

Bei einer Überschreitung der Grenzwerte der Ableitungen des bestimmungsgemäßen Betriebes oder bei einem Störfall ist der Betreiber durch die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung [3-23] verpflichtet, die Auswirkungen auf die Umgebung messtechnisch zu ermitteln und der zuständigen Behörde zu übermitteln. Unabhängig davon kann diese Lage auch durch das System zur Fernüberwachung von Kernkraftwerken (Kapitel 15) und bei Freisetzungen durch das Überwachungssystem für die Umweltradioaktivität (auch Kapitel 15) erkannt werden.

Bei Bedrohungen durch umfangreichere Freisetzungen, z. B. in einem kerntechnischen Unfall, werden in der Umgebung der Anlage durch die zuständigen Katastrophenschutzbehörden Katastrophenschutzmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung durchgeführt. Nachdem der Betreiber die zuständigen Behörden alarmiert hat, unterstützt er sie – unabhängig von seinen anlageninternen Maßnahmen zur Beherrschung der Lage oder Vermeidung/Begrenzung der Freisetzung (Kapitel 19) – durch Messungen, Informations- und Datenübermittlung sowie durch Beratung bezüglich der Einschätzung der Lage in der Anlage. In dem räumlich nach außen anschließenden Gebiet, in dem Katastrophenschutzmaßnahmen nicht mehr gerechtfertigt sind, dienen Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung zu reduzieren. Soweit es sich um Ereignisse mit ausschließlich regionaler Auswirkung handelt, kann die zuständige Strahlenschutzbehörde des Landes entsprechend der Lage auch unterhalb von Eingreifrichtwerten des Katastrophenschutzes Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz der Bevölkerung, z. B. Verzehrverbote oder Verhaltensanweisungen, entsprechend Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] ergreifen. Sind von einer solchen Freisetzung mehrere Bundesländer betroffen, liegt die Zuständigkeit für Maßnahmen nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz beim Bund.

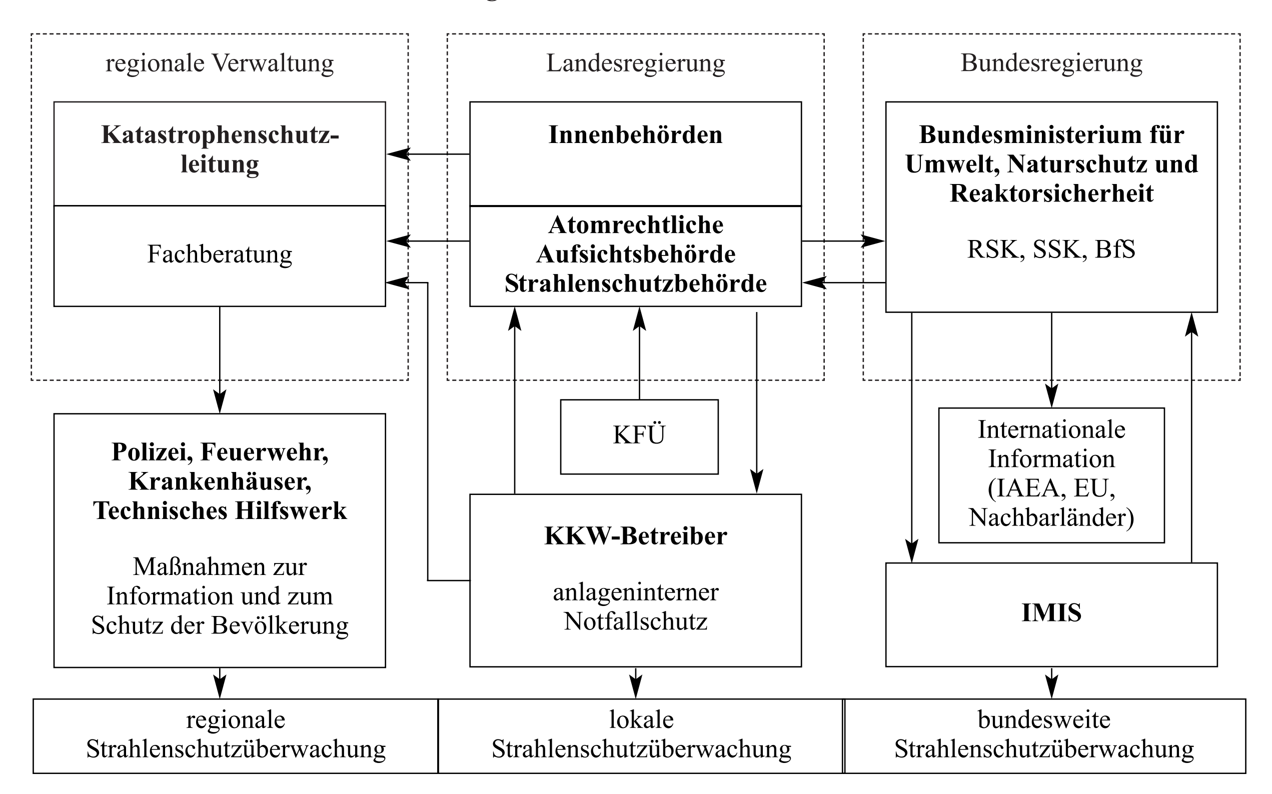
Aufgrund der vorgesehenen Meldewege und Meldeverpflichtungen vom Betreiber zu den zuständigen Landesbehörden und von dort zum BMU sind die notwendigen Informationen zur Ausfüllung der Informationspflichten gegenüber der Öffentlichkeit und Behörden und Organisationen auf nationaler und internationaler Ebene verfügbar und werden entsprechend zur Information der Partner genutzt.

Organisation des Notfallschutzes

Aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland kooperieren bei einem Notfall Behörden und Organisationen der verschiedenen Ebenen, um – bei einem Ereignis in Deutschland zusammen mit dem Betreiber – den Schutz der Bevölkerung entsprechend der Lage durch Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge und des Katastrophenschutzes zu gewährleisten (Abbildung 16.1, Seite 50).

Abbildung 16.1

Organisation des Notfallschutzes



Gesetze, Verordnungen, Richtlinien und Empfehlungen

Über die Zusammenstellung und Erläuterung der Gesetze, Verordnungen, Richtlinien und Empfehlungen in Kapitel 7 hinaus sind folgende Vorgaben für den Notfallschutz in Deutschland besonders relevant:

Das Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] regelt die Zuständigkeiten bei nicht unerheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe und enthält Festlegungen zu:

– Messaufgaben des Bundes und der Länder zur Überwachung der Umweltradioaktivität,

– Einrichtung eines integrierten Mess- und Informationssystems (IMIS) einschließlich einer Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität,

– Ermächtigung zur Festlegung von Dosis- und Kontaminationswerten,

– Erlass von Verboten und Beschränkungen bei Lebensmitteln, Futtermitteln, Arzneimitteln und sonstigen Stoffen,

– Befugnissen im grenzüberschreitenden Verkehr.

Die Länder haben die Aufgaben des Katastrophenschutzes als gesetzliche Regelungen in Form von Katastrophenschutzgesetzen festgelegt. Die unterschiedliche Struktur der Länder sowie das jeweilige Alter der Gesetze haben dazu beigetragen, dass Unterschiede zwischen den einzelnen gesetzlichen Regelungen bestehen. Unter anderem resultieren aus den Katastrophenschutzgesetzen und der Verwaltungsstruktur der einzelnen Länder z. T. unterschiedliche Zuständigkeiten der verschiedenen Verwaltungsebenen im Falle einer Katastrophe.

Die Rahmenempfehlungen [3-15] bilden die Grundlage für eine bundeseinheitliche Erstellung der besonderen Katastrophenschutzpläne für die Umgebung kerntechnischer Anlagen durch die Länderbehörden. Sie behandeln insbesondere im Detail:

– die Verpflichtungen des Betreibers einer kerntechnischen Anlage zum Zusammenwirken mit der Katastrophenschutzbehörde,

– die Grundsätze für die Aufstellung von besonderen Katastrophenschutzplänen für die Umgebung kerntechnischer Anlagen, d. h. für den Inhalt der Pläne,

– Erläuterungen und Hinweise zu den vorgesehenen Alarmmaßnahmen.

In Anhängen wird detailliert auf die Eingreifrichtwerte für die Einleitung von Maßnahmen, die Iodblockade und den Aufbau und Betrieb von Notfallstationen eingegangen. Ergänzend sind Begriffserläuterungen und Muster für Textbausteine für die Information der Bevölkerung zusammengestellt.

Die Radiologischen Grundlagen in [3-15] enthalten die bei der Erarbeitung der Rahmenempfehlungen und der Festlegung der Eingreifrichtwerte benutzten Grundlagen sowie Zusatzinformationen, die für die Erstellung der besonderen Katastrophenschutzpläne, aber auch bei der Entscheidung über Katastrophenschutzmaßnahmen verfügbar sein und genutzt werden sollten.

Die Alarmierungskriterien selbst sind in den Betriebshandbüchern der Kernkraftwerke (Alarmordnung im Teil 1) enthalten, sie regeln die frühzeitige Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde. Neben den Emissionskriterien und Immissionskriterien gibt es vorgelagerte technische Kriterien, die auf eine Empfehlung der RSK zurückgehen. Diese technischen Kriterien sind anlagenspezifisch verschieden realisiert, sie ermöglichen deutlich früher eine Beurteilung der Anlagensituation als es allein Emissions- und oder nur Immissionskriterien erlauben würden. Die Immissions- und Emissionskriterien orientieren sich an den Eingreifrichtwerten für Katastrophenschutzmaßnahmen.

Verantwortlichkeiten auf Bundesebene

Auf Bundesebene ist das BMU auf der Grundlage des Strahlenschutzvorsorgegesetzes [1A-5] zuständig für Maßnahmen im Bereich der Strahlenschutzvorsorge im Einvernehmen mit weiteren Bundesressorts. Dabei werden nachgeordnete Stellen des BMU zur Unterstützung tätig.

Im Bereich des Katastrophenschutzes liegt die Verantwortung in Friedenszeiten bei den Ländern. Im Falle eines kerntechnischen Unfalls unterstützt und berät das BMU die Länder und koordiniert im Bedarfsfall die Maßnahmen der Länder. Zur Vereinheitlichung des Katastrophenschutzes hat das BMU zusammen mit den zuständigen Landesbehörden Empfehlungen für die Planung von Katastrophenschutzmaßnahmen, für Eingreifrichtwerte und die Durchführung von Schutzmaßnahmen erarbeitet [3-15].

Zusätzlich zu diesen Aufgaben ist das BMU für die Wahrnehmung der internationalen und bilateralen Informationsverpflichtungen zuständig und hält in diesem Rahmen Kontakte mit der Europäischen Union, der IAEA und mit anderen Staaten. In diesem Zusammenhang wurden mit einer Vielzahl von Staaten entsprechende bilaterale Vereinbarungen getroffen (Kapitel 16 (2) und 17 (iv)).

Im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes hat das BMU in besonderen Gefahrenlagen zu gewährleisten, dass es unverzüglich tätig werden kann, sei es zur bundesaufsichtlichen Stellungnahme oder zur aufsichtlichen Korrektur von Entscheidungen der Länder. Außerdem hat das BMU bei schwerwiegenden Ereignissen, d. h. bei Störfällen oder Unfällen in kerntechnischen Anlagen, die Aufgabe einer Anlauf-, Informations- und für bestimmte Aufgaben einer Koordinierungsstelle. Dabei sind in Abhängigkeit von der jeweiligen Gefahrenlage und Zuständigkeit folgende Schwerpunktaufgaben zu bearbeiten:

- Entscheidung über Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung im Rahmen des Strahlenschutzvorsorgegesetzes,
- Koordinierung zwischen den fachlich zuständigen Bundesressorts,
- Anforderung von Hilfeleistungen von anderen Ressorts,
- Koordinierungsmaßnahmen zwischen Bundes- und Landesebene,
- Empfehlungen an Landesbehörden,
- Zuziehung/Beteiligung von anderen Organisationen zur Hilfeleistung im Rahmen des Strahlenschutzvorsorgegesetzes,
- Informationen der Bevölkerung (Presseerklärungen),
- Informationen für externe Organisationen im nationalen und internationalen Bereich im Rahmen der Meldeverpflichtungen des BMU.

Verantwortlichkeiten auf Landesebene

Gemäß Artikel 30 des Grundgesetzes der Bundesrepublik Deutschland sind die Länder für den Katastrophenschutz zuständig. Sie erstellen entsprechend ihrer Aufgabe besondere Katastrophenschutzpläne für kerntechnische Anlagen und führen auf der Grundlage des Strahlenschutzvorsorgegesetzes auch die in ihren Bereich fallenden Aufgaben der Strahlenschutzvorsorge in Bundesauftragsverwaltung aus. So sind gemäß Strahlenschutzvorsorgegesetz Messungen der Umweltkontamination – z. B. die Ermittlung der Radioaktivität in Lebensmitteln, Futtermitteln, Trink-, Grund- und Oberflächenwasser sowie im Boden und in Pflanzen – ihre Aufgabe. Weitere Zuständigkeiten nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz gehen nur dann an das Land über, wenn es sich um ein lokal auf das Landesgebiet begrenztes Ereignis handelt.

Auf Landesebene sind mehrere Ministerien der Landesregierung als Fachbehörden für Fragen des Notfallschutzes zuständig. Sie entscheiden eigenständig im Rahmen ihres Aufgabenbereichs oder werden gegenüber Nachbarressorts in der Landesregierung beratend tätig. Zu unterscheiden sind hinsichtlich ihrer Aufgabenverteilung

- die Katastrophenschutzbehörden,
- die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden,
- die Strahlenschutz-Vorsorge-Behörden sowie
- die diesen Behörden nachgeordnete Dienststellen,

wobei jedoch landesspezifisch auch mehrere dieser Aufgaben in einem Ministerium zusammengefasst sein können.

Katastrophenschutzbehörden auf Landesebene

Die Aufgaben des Katastrophenschutzes auf Landesebene werden in den Ländern in der Regel von den Innenbehörden als oberste Katastrophenschutzbehörde wahrgenommen. Ihre Aufgabe ist es, durch die Planung, Vorbereitung und Umsetzung von kurzfristigen Schutzmaßnahmen den Schutz der Bevölkerung im Nahbereich einer von einem Unfall betroffenen Anlage zu gewährleisten. Diese

Aufgaben verteilen sich auf die verschiedenen Verwaltungsebenen der für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden innerhalb eines Landes, wobei die Landesbehörden für die landesweite Koordinierung und Gesamtplanung, die nachgeordneten regionalen Katastrophenschutzbehörden für die Aufstellung der besonderen Katastrophenschutzpläne für die jeweilige Anlage, für die Vorbereitung und Durchführung von Maßnahmen sowie die Ausbildung und das Training des Einsatzpersonals zuständig sind.

Atomrechtliche Aufsichtsbehörden

Die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde des Landes stellt – über ihre aufsichtlichen Tätigkeiten hinaus – in einem Notfall das Verbindungsglied in der Kommunikationskette zwischen dem Betreiber der kerntechnischen Anlagen ihres Landes, den anderen befassten Ressorts der Landesregierung sowie dem BMU bezüglich des technischen Zustandes der Anlage und des zu erwartenden weiteren Ereignisablaufs dar. Sie arbeitet mit den Katastrophenschutzbehörden des Landes zusammen und berät diese.

Für die Strahlenschutzvorsorge zuständige Behörden

Die Aufgabe dieser Behörden eines Bundeslandes besteht darin, Messaufgaben nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz durchzuführen sowie Fachfragen zum Strahlenschutz zu bearbeiten. Die Strahlenschutzbehörde ist in den Abstimmungsprozess mit dem BMU über Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge eingebunden und setzt die getroffenen Entscheidungen im Lande um. Zusammen mit der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde unterstützt und berät sie die Katastrophenschutzbehörden mit radiologischen Lagebewertungen. Bestimmte Aufgaben der Strahlenschutzbehörden der Länder können nachgeordneten Behörden übertragen sein.

Verantwortlichkeiten der Betreiber

Der Betreiber ist für die Vorbereitung und Durchführung der anlageninternen Maßnahmen zur Vermeidung oder Reduzierung von Auswirkungen eines Ereignisablaufes auf die Umgebung verantwortlich (Kapitel 19 (iv)). Hierzu verfügt er über die erforderliche Organisationsstruktur und hält die notwendigen technischen, organisatorischen und personellen Ressourcen vor (anlageninterne Notfallmaßnahmen, Kapitel 18).

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen sind, gehört ein Krisenstab, der von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab soll innerhalb einer Stunde arbeitsfähig sein. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Kooperationen mit externen Institutionen, wie dem Hersteller der Anlage und dem Kerntechnischen Hilfsdienst – einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen – sind vertraglich vereinbart.

Der Betreiber sorgt für die notwendige Ausbildung des Personals sowie die für den Erhalt der Kenntnisse und Fähigkeiten notwendigen Übungen. Außerhalb der Anlage ist er verpflichtet, bei einem Ereignis mit radioaktiven Freisetzungen im Nahbereich um die Anlage und im höchstbetroffenen Sektor Messungen und Probenahme durchzuführen und die Ergebnisse der Messungen und Auswertungen an die Behörde weiterzuleiten [3-23]. Bei einem Ereignis alarmiert der Betreiber die zuständigen Behörden. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind im Betriebshandbuch festgelegt, die einzelnen zu ergreifenden technischen Maßnahmen sind in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch beschrieben. Eine Beschreibung des Übergangs vom Vorgehen nach Betriebshandbuch zu einem Vorgehen nach Notfallhandbuch enthält Kapitel 19 (iv). Im Verlauf der Ereignisses hält der Betreiber enge Verbindung mit den Behörden zum Informations- und Datenaustausch.

Messaufgaben zur Ermittlung der radiologischen Lage

Neben den Messprogrammen des Betreibers zur Umgebungsüberwachung während des Betriebs und im Notfall, deren Umfang und Einzelheiten in der Genehmigung sowie in [3-23, 3-23-2] festgelegt wurden, nehmen auch Landesbehörden und Bundesbehörden unabhängige Messungen vor. Umfang, Art und Häufigkeit der Messungen orientieren sich eng an den Erfordernissen des jeweiligen Falls. Entscheidend für die Einleitung von Maßnahmen in einem Notfall sind die Ergebnisse der Emissions- und Immissionsmessungen im Umkreis des Kernkraftwerkes (Kapitel 15). Zur weiteren Beurteilung des Anlagenzustands und der radiologischen Lage kann je nach Sachlage auch das Fernüberwachungssystem für Kernkraftwerke KFÜ (Kapitel 15) durch die Aufsichtsbehörde herangezogen werden.

Die großräumige und anlagenunabhängige Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt wird in Deutschland über das Integrierte Mess- und Informationssystem IMIS vorgenommen (Kapitel 15).

Klassifizierung von Notfallsituationen

Unabhängig von den Meldeverpflichtungen nach der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] alarmiert der Betreiber in einer Notfallsituation die Katastrophenschutzbehörden. Nach den Alarmierungskriterien im Betriebshandbuch entscheidet der Betreiber, ob bei einem Ereignis Voralarm oder Katastrophenalarm ausgelöst werden muss.

Um gegenüber der Öffentlichkeit eine international vergleichbare Bewertung von Ereignissen zu ermöglichen, wird die von der IAEA entwickelte internationale Bewertungsskala INES benutzt. Für die in Tabelle 16.1 aufgelisteten Ereignisgruppen ist neben den INES-Stufen die Zuordnung des Notfallschutzbereichs angegeben. Weitere Ereignisse, wie Satellitenabsturz, Transportunfälle bei Transporten mit hohem Aktivitätsinventar im In- und Ausland, Gefahrenlagen durch Androhung des Missbrauchs radioaktiver Stoffe (Nuklearkriminalität) oder Unfälle mit stationären Großquellen sind durch die genannten Kategorien abgedeckt.

Tabelle 16.1

Ereignisgruppen, die bei der Notfallschutzplanung berücksichtigt sind

	Ereignis	Zuordnung nach INES-Skala	Zuordnung Katastrophenschutz Strahlenschutzvorsorge
Inland	Störfall	3	atomrechtliche Aufsichtsbehörde Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall	4 bis 7	Katastrophenschutz (Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
Ausland	Störfall (grenznahes Ausland)	3	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenznahes Ausland)	4 bis 7	Katastrophenschutz (Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
	kerntechnischer Unfall (grenzfernes Ausland)	4 bis 7	Strahlenschutzvorsorge

Katastrophenschutzpläne der Länder

Für die behördliche Vorsorge zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen werden von den zuständigen Katastrophenschutzbehörden – in der Regel auf regionaler Ebene – besondere Katastrophenschutzpläne erstellt, die sich inhaltlich an den Rahmenempfehlungen orientieren. Diese Pläne dokumentieren Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten für die Katastrophenschutzleitung sowie die verfügbaren Ressourcen für Katastrophenschutzmaßnahmen.

Die Pläne werden für Kernkraftwerke für einen Umkreis von ca. 25 km Radius erstellt. Die Durchführung von Katastrophenschutzmaßnahmen für die Bevölkerung wird bis etwa zehn km vorgeplant, die weitere Planung bis 25 km umfasst nur Mess- und Alarmierungsaufgaben. Die Planung für einen bestimmten Bereich/Radius besagt nicht, dass Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung außerhalb dieses Radius nicht durchgeführt werden können. Das Schutzkonzept geht davon aus, dass Katastrophenschutzmaßnahmen im Nahbereich der Anlage gegebenenfalls kurzfristig durchgeführt werden müssen und deshalb in diesem Bereich bereits vorgeplant sein sollten. Außerhalb dieses Bereichs können geeignete Schutzmaßnahmen auf der Basis von Messungen in einem gefährdeten Bereich entsprechend der ermittelten radiologischen Lage auch kurzfristig durchgeführt werden. Das Gebiet, in dem im akuten Fall Katastrophenschutzalarm ausgelöst wird, orientiert sich allein an den radiologischen Eingreifwerten für den Katastrophenschutz.

Notfallpläne der Betreiber

Die vom Betreiber vorgesehen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und des Betriebspersonals sind im Betriebshandbuch und im Notfallhandbuch festgelegt. Dabei sind die organisatorischen Vorgaben bei Ereignissen innerhalb der Anlage in der Alarmordnung im Betriebshandbuch niedergelegt. Hierzu gehören Kriterien für Maßnahmen innerhalb der Anlage, zur Einberufung des anlageninternen Krisenstabes und zur Alarmierung der Katastrophenschutzbehörden, weiterhin Vorgaben für Maßnahmen des Einsatzpersonals des Betreibers in der Anlage und zur Unterstützung der Katastrophenschutzbehörden (z. B. Messtrupps). Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Kapitel 18) sind im Notfallhandbuch beschrieben.

Der Betreiber ist durch die Rahmenempfehlungen gehalten, die Behörde bei der Erstellung des Katastrophenschutzplanes für die Anlage zu unterstützen.

Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung

Maßnahmen des Katastrophenschutzes bei einem Unfall in einer kerntechnischen Anlage dienen der unmittelbaren Gefahrenabwehr in der Umgebung und sind im Allgemeinen zeitlich begrenzt. Sie setzen ein, sobald eine Gefahr bringende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung festgestellt wurde oder droht, die zum Erreichen bzw. Überschreiten der Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen führen kann. Entsprechend dem Grundsatz, dass die Gefahrenabwehr eine höhere Priorität als Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge hat, werden in einem betroffenen Gebiet Maßnahmen des Katastrophenschutzes vorrangig ausgeführt. Zur effektiven Durchführung werden die Maßnahmen des Katastrophenschutzes vorgeplant. Als Maßnahmen für die Bevölkerung sind im Rahmen der Katastrophenschutzplanung vorgesehen:

– Aufenthalt in Gebäuden,

– Einnahme von Jodtabletten,

– Evakuierung,

– Unterbindung des Verzehrs frischer, lokal produzierter Nahrungsmittel.

Die Entscheidung über die drei erstgenannten Maßnahmen erfolgt nach radiologischen Eingreifrichtwerten; die Unterbindung des Nahrungsmittelverzehrs erfolgt vorsorglich. Sie wird nachfolgend auf der Grundlage von Messungen bestätigt oder aufgehoben. Die zu den Katastrophenschutzmaßnahmen gehörigen Eingreifrichtwerte sind in [3-15] festgelegt (Tabelle 16.2). Die angegebenen radiologischen Eingreifrichtwerte sind als so genannte „Startwerte“ festgelegt, d. h. Maßnahmen bei Dosiswerten unter den Eingreifrichtwerten sind aus radiologischen Gründen nicht gerechtfertigt. Die Umsiedlung selber wird nicht auf der Grundlage von vorbereiteten Plänen, sondern nach der aktuell durch Messungen ermittelten radiologischen Gefahrenlage durchgeführt.

Maßnahmen sowie Empfehlungen nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz, über die anhand von ermittelten oder gegebenenfalls auch prognostizierten Daten zur Umweltkontamination entschieden wird, sind in folgenden Bereichen vorgesehen:

– Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich

  Diese umfassen Maßnahmen zur Kontaminationsverhinderung von landwirtschaftlichen Produkten, zur Kontaminationsreduzierung bei der Produktion oder Verarbeitung und zur langfristigen Bodenverbesserung oder Änderung der Nutzung von Agrarflächen.

– Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung im Bereich des normalen Lebens und der normalen Arbeit

  Enthalten sind z. B. Maßnahmen bei Filterwechsel, Messungen und Dekontamination im grenzüberschreitenden Verkehr; Maßnahmen sowie Empfehlungen zu strahlenschutzorientiertem Verhalten der Bevölkerung.

Insbesondere können auf Basis des Strahlenschutzvorsorgegesetzes [1A-5] Dosis- und Kontaminationswerte zur Einleitung von Maßnahmen bundesweit festgelegt sowie Verbote und Beschränkungen bei der Verwendung von Lebens- und Futtermitteln ausgesprochen werden.

Eine Zusammenstellung von Katastrophenschutzmaßnahmen und Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge sind im so genannten Maßnahmenkatalog zusammengestellt. Für die darin aufgeführten Maßnahmen wurden abgeleitete Richtwerte berechnet, die als Basis für Entscheidungen über die Einleitung der jeweiligen Maßnahmen dienen. Diese Richtwerte orientieren sich an den Eingreifrichtwerten aus [3-15], einem Referenzwert von 1 mSv bzw. an den Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungs- und Futtermitteln der EU [1F-30].

Übungen

Da Notfallschutzmaßnahmen nur erfolgreich durchgeführt werden können, wenn die beteiligten Personen entsprechend qualifiziert und vorbereitet sind, wird dem Training besondere Bedeutung beigemessen.

Die Aus- und Weiterbildung des verantwortlichen Schichtpersonals erstreckt sich nach [3-2], [3-38] auch auf die Hilfs- und Ersatzmaßnahmen bei unvorhergesehe-

Tabelle 16.2

Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen [3-15]

Maßnahme	Eingreifrichtwerte		
	Organdosis Schilddrüse	**Effektive Dosis**	**Integrationszeiten, Expositionspfade**
Aufenthalt in Gebäuden		10 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhalierten Radionuklide
Einnahme von Iodtabletten	50 mSv Kinder bis zu 12 Jahren sowie Schwangere 250 mSv Personen von 13 bis 45 Jahre		Im Zeitraum von 7 Tagen inhaliertes Radioiod einschließlich der Folgeäquivalentdosis
Evakuierung		100 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhalierten Radionuklide
langfristige Umsiedlung		100 mSv	äußere Exposition in 1 Jahr durch abgelagerte Nuklide
temporäre Umsiedlung		30 mSv	äußere Exposition in 1 Monat

nen Ereignisabläufen. Die Notfallschutzmaßnahmen des Betreibers werden regelmäßig auf der Anlage geübt, insbesondere auch das Zusammenwirken mit dem internen Krisenstab. In den letzten Jahren wurden vermehrt realitätsnahe Übungen unter Verwendung von Simulatoren durchgeführt. Übungen unter Beteiligung des Herstellers finden im Dreijahreszyklus statt. Sie sind Bestandteil vertraglicher Vereinbarungen zwischen den Betreibern und dem Hersteller, die ferner die Einrichtung von Krisenstabszentren beim Hersteller mit ihren technischen Ausrüstungen sowie sonstige Unterstützungsmaßnahmen zum Inhalt haben.

Innerhalb der Katastrophenschutzbehörden auf Landes- und regionaler Ebene werden an den Standorten von Kernkraftwerken regelmäßig, aufgrund des großen Aufwandes jedoch in Zeitabständen von mehreren Jahren, große Notfallschutzübungen durchgeführt, in denen das Zusammenwirken der verschiedenen beteiligten Stellen und Organisationen geübt wird. An diesen Übungen nimmt auch der Betreiber teil. Eine aktive Beteiligung der potenziell betroffenen Bevölkerung erfolgt dabei nur in sehr kleinem Umfang. Das Szenarium der Übung wird von der Behörde erarbeitet; in der Regel wird dabei eine Freisetzung in die Umgebung unterstellt, jedoch auf den Bezug auf einen konkreten Unfallablauf in der Anlage verzichtet.

Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit sind aufgrund bilateraler Verträge Behörden der Nachbarländer bei Übungen grenznaher Anlagen zumindest als Beobachter beteiligt, in der Regel sind sie auch Beteiligte der Übung. Bei den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) nehmen entsprechend ihrer Zuständigkeit Mitarbeiter des BMU teil, darüber hinaus je nach Übungslage auch unterstützende Stellen und die zuständigen Behörden von Bundesländern.

16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten

Die EURATOM-Richtlinie zur Information der Bevölkerung in radiologischen Notstandssituationen [1F-29] ist im § 53 der Strahlenschutzverordnung umgesetzt, nach der die Bevölkerung mindestens alle 5 Jahre über die Sicherheitsmaßnahmen und das richtige Verhalten bei solchen Ereignissen zu informieren ist. Die wichtigsten Punkte, über die informiert werden muss, betreffen:

- Grundbegriffe der Radioaktivität und Auswirkungen der Radioaktivität auf Menschen und Umwelt,
- radiologische Notstandssituationen und ihre Folgen für Bevölkerung und Umwelt,
- Auskünfte darüber, wie betroffene Personen gewarnt und über den Verlauf der Situation fortlaufend unterrichtet werden sollen,
- Auskünfte darüber, wie betroffene Personen sich verhalten und handeln sollen.

In der Praxis geschah und geschieht dies vorlaufend mithilfe einer Broschüre, die, von den Betreibern finanziert, der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zugestellt wird.

Bei einem Ereignis in einer kerntechnischen Anlage wird die Bevölkerung vom Betreiber und den zuständigen Behörden informiert und erforderlichenfalls durch die Behörde alarmiert. Während der Betreiber Informationen zum Anlagenzustand ausgibt, wird bei Bedarf die zuständige Behörde zusätzlich zu den Informationen zur technischen Lage und radiologischen Situation auch Anweisungen und Informationen zur Durchführung von Katastrophenschutzmaßnahmen herausgeben oder Verhaltensempfehlungen zum vorbeugenden Strahlenschutz veröffentlichen, wenn dies nach Lage angezeigt ist. Eine Abstimmung der jeweiligen Veröffentlichungen bzw. Presseerklärungen zwischen den beteiligten Stellen ist vorgesehen.

Messdaten, die im Rahmen der oben genannten Überwachungsprogramme erhoben werden, bilden in einer Notfallsituation die Grundlage für die Berichterstattung nach der EU-Vereinbarung zum beschleunigten Informationsaustausch [1F-28], dem Schnellinformationsabkommen mit der IAEA [1E-6], dem Deutschland 1989 beigetreten ist, und zur Erfüllung bilateraler Vereinbarungen. Dadurch wird eine zeitgerechte Information der Nachbarstaaten Deutschlands sichergestellt. Die Routinemessungen nach [3-69] werden auch zur Berichterstattung gegenüber der EU im Rahmen von Artikel 36 des EURATOM-Vertrages verwendet.

Bilaterale Vereinbarungen zur Hilfeleistung in Katastrophenfällen hat Deutschland mit 8 der 9 Nachbarstaaten abgeschlossen, nämlich mit den Niederlanden, Belgien, Luxemburg, Frankreich, Schweiz, Österreich, Polen und Dänemark. Ein weiteres Abkommen mit der Tschechischen Republik ist paraphiert. Daraus ergibt sich auch eine Zusammenarbeit auf lokaler Ebene an den grenznahen Standorten. Darüber hinaus bestehen entsprechende Hilfeleistungsvereinbarungen mit Litauen, Ungarn und mit der Russischen Föderation; Hilfeleistungsabkommen mit Italien und Bulgarien sind paraphiert bzw. in Arbeit.

Abkommen zur Information über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz wurden außerdem mit weiteren 14 Staaten geschlossen: Argentinien, Brasilien, Bulgarien, China, Finnland, Großbritannien, Japan, Kanada, Norwegen, Schweden, Spanien, Ukraine, Ungarn und den USA.

16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen

entfällt für Deutschland

17 Standortwahl

In Deutschland ist ein Neubau von Kernkraftwerken nicht vorgesehen. Deshalb beschränken sich die nachfolgenden Ausführungen auf die Vorgehensweise bei der Standortwahl der in Betrieb befindlichen Anlagen sowie auf die Auslegung gegen Einwirkungen von außen und deren aktuelle Bewertung.

17 (i) Bewertungskriterien für die Standortwahl

Die für alle Bundesländer einheitlichen Bewertungskriterien für Standorte von Kernkraftwerken sind in einer Richtlinie [3-12] beschrieben. Sie enthält insbesondere die für die Standortvorauswahl des Betreibers und für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren wichtigen standortspezifischen Kriterien und spricht darüber hinaus Aspekte an, die die Eignung des Standortes hinsichtlich Raumordnung und Landesplanung sowie Umweltschutz, Naturschutz und Landschaftspflege betreffen. Bezüglich der kerntechnischen Sicherheit sind folgende Punkte zu berücksichtigen:

- Meteorologie hinsichtlich der Ausbreitungsbedingungen,
- Hydrologie hinsichtlich Kühlwasserverfügbarkeit, Ableitungen radioaktiver Stoffe über den Wasserpfad und Trinkwasserschutz,
- Bevölkerungsverteilung am Standort und in der Umgebung,
- Geologische Beschaffenheit des Baugrundes und Erdbebengefährdung,
- Gefährdung von außen durch Hochwasser, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwellen aus Ereignissen außerhalb der Anlage,
- Verkehrswege hinsichtlich Zugänglichkeit und Zufahrtsmöglichkeiten,
- Abstand zu militärischen Anlagen.

Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren

Nach der Standortvorauswahl durch den Antragsteller erfolgt ein dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelagertes Raumordnungsverfahren. Dieses berücksichtigt alle Einflüsse des vorgesehenen Projektes auf Bevölkerung, Verkehrswege, Landesentwicklung, Landschaftsschutz und den Naturschutz. Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren (Kapitel 7 (2ii)) wird neben den Eigenschaften des Standortes die Auslegung der Anlage gegen äußere Einwirkungen geprüft. Weiterhin wird dort auch geprüft, ob öffentliche Interessen der Wahl des Standortes entgegenstehen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wird von den anderen jeweils zuständigen Behörden untersucht, ob auch die Anforderungen des Wasserrechts, des Immissionsschutzes sowie des Naturschutzes eingehalten werden. Die Genehmigungen der deutschen Kernkraftwerke wurden alle vor Inkrafttreten der europäischen Richtlinie zur Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] erteilt, Prüfungen zu den Umweltauswirkungen wurden ausschließlich nach nationalem Recht vorgenommen.

Auslegung gegen Einwirkungen von außen

Hinsichtlich der zu berücksichtigenden Einwirkungen von außen wird in den Sicherheitskriterien [3-1] gefordert, dass alle Anlagenteile, die erforderlich sind, um den Kernreaktor sicher abzuschalten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, so auszulegen sind, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei natur- und zivilisationsbedingten Einwirkungen von außen erfüllen können. Dabei sind in Betracht zu ziehen:

- naturbedingte äußeren Einwirkungen, wie z. B. Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen, und
- zivilisationsbedingte äußere Einwirkungen, wie z. B. Flugzeugabsturz, Einwirkungen von gefährlichen, insbesondere explosionsfähigen Stoffen
- und Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter.

Bei den Anforderungen an die Auslegung gegen diese Einwirkungen wird entsprechend den Störfall-Leitlinien [3-33] unterschieden zwischen solchen Einwirkungen von außen, die als Störfälle im Sinne der Leitlinie (Auslegungsstörfälle) zu behandeln sind und anderen Einwirkungen, die wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind und für die Maßnahmen mit dem Ziel der Risikominderung getroffen werden. Danach sind naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser, äußerer Brand, Blitzschlag) als Auslegungsstörfälle zu behandeln, während für die Ereignisse Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkung gefährlicher Stoffe aus Ereignissen außerhalb der Anlage risikomindernde Maßnahmen getroffen werden.

Bei der Errichtung der deutschen Kernkraftwerke wurden für die Anforderungen an die Auslegung und an die Schutzmaßnahmen gegen äußere Einwirkungen die Vorgaben des jeweils gültigen Regelwerks zugrundegelegt. In den Fällen, in denen das Regelwerk noch keine detaillierten Vorgaben enthielt, wurden konkrete Festlegungen im Genehmigungsverfahren getroffen. Auf wesentliche Entwicklungsschritte der Anforderungen wird nachfolgend eingegangen. Die in diesem Zusammenhang relevante Neubewertung von Anlagen wird in Kapitel 17 (iii) behandelt.

Alle Anlagen wurden schon bei ihrer Errichtung nicht nur gegen die üblichen naturbedingten äußeren Einwirkungen wie Wind und Schnee, sondern auch gegen Hochwasser und, an Standorten mit entsprechender Gefährdung, gegen Erdbeben ausgelegt. Dabei kamen sowohl kerntechnische Regeln als auch konventionelle bautechnische Regelwerke zur Anwendung. Je nach Kühlkonzept der Anlage resultierten aus der Systemauslegung auch Anforderungen an die sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasserversorgung. Dabei ist für die jeweiligen Standortgegebenheiten nachzuweisen, dass diese Kühlwasserversorgung auch unter möglichen ungünstigen Bedingungen, wie z. B. Niedrigwasser des Vorfluters oder Versagen einer Staustufe, sichergestellt ist.

Auslegung gegen Hochwasser

Die Anforderungen für Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser sind in der kerntechnischen Regel [KTA 2207] enthalten. Bei den für den Standort maßgeblichen Lastkombinationen ist das 100-jährliche Hochwasser zu

berücksichtigen. Die KKW-Standorte liegen größtenteils an Flüssen im Landesinnern und in einigen Fällen an Flussmündungen mit Tideeinfluss. In den meisten Fällen wurden ausreichend hoch gelegene Standorte gewählt. In den anderen Fällen wurden sicherheitsrelevante Bauwerke mit einer Abdichtung versehen, der Beton wasserundurchlässig ausgeführt und grundsätzlich die Höhenlage von Öffnungen (z. B. Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Falls die genannten Maßnahmen nicht ausreichen, sind mobile Barrieren zur Absperrung von Öffnungen vorhanden.

Auslegung gegen Erdbeben

Für die Auslegung gegen Erdbeben wird seit 1990 entsprechend dem Regelwerk [KTA 2201.1] ein Bemessungserdbeben (früher „Sicherheitserdbeben“) zugrundegelegt. Das früher zusätzlich berücksichtigte so genannte Auslegungserdbeben wurde durch ein „Inspektionserdbeben“ ersetzt, bei dem der Anlagenzustand lediglich zu überprüfen ist. Für dieses Bemessungserdbeben ist das Erdbeben mit der für den Standort größten Intensität anzunehmen, das unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung des Standortes (bis etwa 200 km Umkreis) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann. Je nach Standort liegt die Intensität I des Bemessungserdbebens zwischen unter 6 und maximal 8 (MSK-Skala). Die Bemessung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile erfolgte bei den älteren Kernkraftwerken zum Teil mit vereinfachten (quasistatischen) Verfahren und daraus folgenden konstruktiven Vorgaben. Bei neueren Anlagen wurden zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet. Es ist vorgesehen, die Erdbebensicherheit aller deutschen Kernkraftwerke aufsichtlich neu zu bewerten.

Schutz gegen Flugzeugabsturz

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz erfolgte vor dem Hintergrund der in den 70er-Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen. Basis war eine Analyse der Absturzhäufigkeiten (Treffhäufigkeit für das Reaktorgebäude im Mittel über alle Standorte etwa 10 bis 6 pro Jahr und Anlage) und der mit einem solchen Absturz verbundenen Belastungen des Reaktorgebäudes. Ab Mitte der 70er-Jahre wurden Lastannahmen für die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes entwickelt, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zugrundegelegt wurden. Nach [4-1] wird als Lastannahme standortunabhängig ein Stoßlast-Zeit-Diagramm mit einer Stoßzeit von 70 ms und einer maximalen Stoßlast von 110 MN der Auslegung zugrundegelegt. Seit Ende der 80er-Jahre ist die Absturzrate von militärischen Flugzeugen aber erheblich zurückgegangen, sodass die Absturzhäufigkeit heute um etwa eine Größenordnung geringer einzuschätzen ist.

Die Auslegung der neueren Anlagen gegen Flugzeugabsturz erstreckte sich neben dem Reaktorgebäude auch auf weitere Gebäude mit Systemen, die der Beherrschung dieses Ereignisses dienen (z. B. das Notspeisegebäude bei neueren Druckwasserreaktoren). Weiterhin wurden Schutzmaßnahmen gegen die im Fall eines Flugzeugabsturzes induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten durchgeführt, z. B. durch Entkopplung von Decken und Innenwänden von der Außenwand oder durch eine spezielle Bemessung.

Schutz gegen Explosionsdruckwelle

Die Anforderungen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen bei Unfällen außerhalb der Anlage sind in den 70er-Jahren aufgrund standortspezifischer Gegebenheiten an Flüssen mit entsprechendem Schiffsverkehr und explosionsfähigem Transportgut entstanden. Die Lastannahmen – ausgehend von einem maximalen Überdruck von 0,45 bar – sind in [3-6] im Einzelnen geregelt und werden seither standortunabhängig angewendet. Außerdem werden unter dem Gesichtspunkt möglicher darüber hinausgehender Druckwerte am Unfallort ausreichende Sicherheitsabstände zu potenziellen Explosionsorten (z. B. Transportwegen, Industrieanlagen) eingehalten.

17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen

Bei den Auswirkungen, die ein in Betrieb befindliches Kernkraftwerk auf die Umgebung und die dort lebende Bevölkerung hat oder haben kann, ist zu unterscheiden zwischen konventionellen Auswirkungen, wie sie auch von anderen Industrieanlagen ausgehen können, und den radiologischen Auswirkungen sowohl bei bestimmungsgemäßem Betrieb der Anlage als auch bei Störfällen.

Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung

Seit Anfang der 90er-Jahre sind bei der Errichtung und der wesentlichen Änderung von kerntechnischen Anlagen die Anforderungen der Gesetze zum Schutz vor schädlichen konventionellen Umwelteinwirkungen, wie z. B. Luftverunreinigungen mit toxischen oder korrosiven Stoffen und Geräuschbelästigungen, explizit auf der Grundlage des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] zu bewerten (Kapitel 7 (2ii)). Mit der Umweltverträglichkeitsprüfung werden die Auswirkungen der Anlage auf die Umwelt frühzeitig und umfassend ermittelt, beschrieben und bewertet. Ziel ist, schädliche Umwelteinwirkungen beim Betrieb einer kerntechnischen Anlage so gering wie möglich zu halten. Hierzu sind z. B. die Vorschriften des Bundes-Immissionsschutzgesetzes [1B-3] mit seinen einzelnen Verordnungen einzuhalten.

Die Wärmeeinleitung in Flüsse oder Gewässer durch Abgabe von aufgewärmtem Kühlwasser beim Leistungsbetrieb (bei Frischwasserkühlung oder Mischkühlung mit Nasskühltürmen) darf die in den Genehmigungsverfahren festgelegten Grenzwerte nicht überschreiten. Sofern aufgrund extremer Wetterbedingungen eine Überschreitung absehbar ist, muss die betroffene Anlage ihren Leistungsbetrieb entsprechend reduzieren. Bei der Wärmeeinleitung soll eine Aufwärmspanne von $\Delta T = 3–5$ K nicht überschritten werden. Wetterbedingte Leistungsreduzierungen kommen bei einigen deutschen Standorten vor.

Für die Nutzung von Wasser und die Einleitung von Kühl- und Abwasser wird ein eigenes Genehmigungsverfahren nach dem Wasserrecht in Abstimmung mit dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren durchgeführt.

Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen

Im bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und bei Störfällen sind nach Strahlenschutzverordnung [1A-8] Dosisgrenzwerte und Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition der Bevölkerung einzuhalten. Diese werden in Kapitel 15 behandelt.

17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz

Kapitel 17 (i) beschreibt die vorhandene Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen äußere Einwirkungen.

Im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen wurden umfassende Analysen und Bewertungen zum Schutzzustand der Anlagen durchgeführt. Dabei wurden neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse und auch die Fortentwicklung des Regelwerkes einbezogen. Die im Abstand von zehn Jahren vorgesehenen periodischen Sicherheitsüberprüfungen (Kapitel 14 (ii)) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen der Anlagen gegen Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung standortbezogener Faktoren sowie die Entwicklung des Kenntnisstandes zu den Lastannahmen, deren Wirkungsweisen sowie dem Verhalten der Bauwerke und Komponenten unter den resultierenden Lastannahmen bei den jeweiligen Einwirkungen. Als Ergebnis der Überprüfungen wurden, sofern erforderlich, Maßnahmen getroffen bzw. geplant.

Auf wesentliche sicherheitstechnische Entwicklungen und neuere Bewertungen wird nachfolgend anhand der Ereignisse Hochwasser, Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle eingegangen.

Hochwasser

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen des kerntechnischen Regelwerks erfolgt derzeit eine Überarbeitung der Regel [KTA 2207] zum Hochwasserschutz. Die Aktualisierung betrifft insbesondere die Annahmen zur Festlegung des Bemessungshochwassers. Dabei werden auch Erkenntnisse aus dem Überflutungsereignis im französischen Kernkraftwerk Blayais berücksichtigt. Vor dem Hintergrund dieses Ereignisses hat die Bundesaufsicht eine Überprüfung der Auslegung bei allen Anlagen veranlasst. Es ist nicht auszuschließen, dass Nachrüstungen erforderlich werden.

Erdbeben

Bei älteren Anlagen wurden aufgrund fortschreitender methodischer Entwicklungen bei der Ermittlung der seismischen Lastannahmen und der fortgeschrittenen Entwicklung der Nachweisverfahren zur Auslegung Neubewertungen durchgeführt. Diese Untersuchungen sind z. T. noch nicht abgeschlossen. Bei der Vorgehensweise zur Ermittlung von seismischen Lastannahmen zeigten sich bei den Sachverständigen Meinungsunterschiede. Die Meinungsunterschiede sind charakterisiert durch unterschiedliche Ansätze bei der seismogeographischen bzw. seismotektonischen Zonenzuordnung, bei der Datenbasis für die Ermittlung standortspezifischer Bodenantwortspektren sowie der unterschiedlichen Berücksichtigung probabilistischer Vorgehensweisen. Bei den Neubewertungen zur Auslegung von Komponenten zeigte sich im Allgemeinen, dass unter Berücksichtigung präzisierter seismischer Kenngrößen und moderner Nachweisverfahren die anlagentechnischen Einrichtungen erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. Bei einigen älteren Anlagen (z. B. Philippsburg 1 und Biblis A) zeichnet sich aus den Neubewertungen auch die Notwendigkeit einer umfangreichen sicherheitstechnischen Ertüchtigung von Systemen und Komponenten ab.

Flugzeugabsturz

Für die älteren Anlagen erfolgten nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultat der probabilistischen Bewertung zeigte sich, dass auch in den Fällen, in denen das Reaktorgebäude den heute definierten Lastannahmen nicht standhält, der ermittelte Beitrag zu Schadenszuständen mit erheblicher Freisetzung gering eingeschätzt wird. Durch die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen bei älteren Anlagen (Kapitel 14 (ii)) wurde eine weitere Risikominderung erreicht. Insgesamt ist der Risikobeitrag durch Flugzeugabsturz als vernachlässigbar zu betrachten.

Explosionsdruckwelle

Für Anlagen, bei denen Schutzmaßnahmen gegen Explosionsdruckwellen nicht bereits bei der Errichtung getroffen wurden und bei denen aufgrund der Standortbedingungen derartige Einwirkungen nicht ausgeschlossen werden können, sind im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen entsprechende Analysen durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, dass in nahezu allen Fällen die vorhandene bauliche Auslegung die Belastungen aus den definierten Lastannahmen aufnehmen kann. In jedem Fall ist ein unter Risikogesichtspunkten ausreichender Schutz der Anlagen gegeben. Durch die Nachweisverpflichtungen in den Genehmigungsverfahren für Industrieanlagen ist sichergestellt, dass bei der Ansiedlung neuer Industrieanlagen in der Umgebung des Kernkraftwerkes keine das Kernkraftwerk gefährdenden neue Einwirkungsmöglichkeiten auftreten können.

17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern

Deutschland hat schon frühzeitig einen grenzüberschreitenden Informationsaustausch im Zusammenhang mit der Errichtung von grenznahen Anlagen aufgenommen. In bilateralen Abkommen mit sechs der neun Nachbarländer Deutschlands wurden Vereinbarungen zum Informationsaustausch über grenznahe nukleare Einrichtun-

gen abgeschlossen: mit den Niederlanden, Frankreich, Schweiz, Österreich, der Tschechischen Republik und Dänemark. Gegenstand solcher Abkommen sind unter anderem:

- die Berücksichtigung von Belangen des Nachbarlandes bei der Standortauswahl,
- die Zugänglichkeit von Genehmigungsunterlagen,
- das Gebiet mit gegenseitiger Informationspflicht und
- der Rahmen für Gespräche.

Gemeinsame Kommissionen zur regelmäßigen Konsultation in Fragen der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes wurden mit den Niederlanden, Frankreich, Schweiz, Österreich und der Tschechischen Republik gebildet. Der Informationsaustausch über grenznahe nukleare Anlagen betrifft

- technische oder genehmigungsrelevante Veränderungen bei grenznahen kerntechnischen Einrichtungen,
- Betriebserfahrungen, insbesondere zu meldepflichtigen Ereignissen,
- Berichterstattung über Entwicklungen in der Kernenergiepolitik und im Strahlenschutz,
- regulatorische Entwicklung der Sicherheitsanforderungen, insbesondere auch zu Notfallschutzmaßnahmen bei schweren Störfällen.

Die europäische Verpflichtung zur grenzüberschreitenden Behördenbeteiligung [1F-12] wurde durch eine Ergänzung der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] umgesetzt. Danach müssen die Behörden benachbarter Staaten am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligt werden, wenn ein Vorhaben erhebliche Auswirkungen in einem anderen Staat haben könnte.

Deutschland hat die Espoo-Konvention [1E-1] zur grenzüberschreitenden Beteiligung gezeichnet, die EU ist rechtskräftig beigetreten.

Gemäß Artikel 37 des EURATOM-Vertrages wird die Europäische Kommission über jeden Plan zur Ableitung radioaktiver Stoffe aller Art unterrichtet. Hierzu werden allgemeine Angaben über den Standort und die wesentlichen Merkmale der Kernanlage mindestens sechs Monate, bevor diese Ableitungen von den zuständigen Behörden genehmigt werden, übermittelt. Dies dient zur Feststellung möglicher Auswirkungen in anderen Mitgliedsländern [siehe auch 1F-11]. Nach Anhörung einer Sachverständigengruppe nimmt die Kommission Stellung zum Vorhaben.

Insgesamt gesehen werden die Nachbarländer durch die gesetzlichen Regelungen in Deutschland, die bilateralen Abkommen und die gemeinsamen Kommissionen in die Lage versetzt, Auswirkungen grenznaher Kernanlagen auf die Sicherheit des eigenen Landes selbst zu beurteilen. Die Informations- und Hilfevereinbarungen für Notfälle mit benachbarten und anderen Ländern und weitere Vereinbarungen mit anderen Ländern sowie mit der IAEA und der EU sind in Kapitel 16 (2) behandelt.

18 Auslegung und Bau

18 (i) Sicherheitskonzept

Schutzziele

Übergeordneter Sicherheitsgrundsatz bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie in Deutschland ist der Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen. Dieser Grundsatz ist in § 1 des Atomgesetzes verankert und bestimmt die Auslegung und das Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke. Sie müssen mit effektiven Sicherheitsvorkehrungen ausgestattet sein, um das Anlagenpersonal und die Bevölkerung sowie die Umwelt vor der mit dem Betrieb der Anlage verbundenen radioaktiven Strahlung zu schützen.

Um diesen Schutz zu gewährleisten, werden die – im Wesentlichen im Reaktorkern konzentrierten – radioaktiven Stoffe durch mehrere Barrieren eingeschlossen. Dies sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs und der Sicherheitsbehälter. Um die Integrität der Barrieren sicherzustellen, muss die Reaktivität des Reaktorkerns in engen Grenzen gehalten und die Brennelemente müssen immer ausreichend gekühlt werden. Ausgehend von diesem Konzept sind für Kernkraftwerke vier Schutzziele zu beachten:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition.

Hierfür sind folgende Anforderungen grundsätzlicher Art zu erfüllen:

Kontrolle der Reaktivität

- Reaktivitätsänderungen bleiben auf zulässige Werte beschränkt,
- der Reaktorkern ist sicher abschaltbar und kann langfristig unterkritisch gehalten werden,
- die Brennelemente bleiben bei der Handhabung sowie im Lager für frische Brennelemente und im Brennelementlagerbecken stets unterkritisch.

Kühlung der Brennelemente

- Kühlmittel und Wärmesenken sind stets ausreichend bereitgestellt,
- der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke ist sichergestellt,
- die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ist sichergestellt.

Einschluss der radioaktiven Stoffe

- das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns ist durch mehrere Barrieren sicher eingeschlossen, die in ihrer Gesamtheit auch im Störfall eine hinreichende Dichtheit gewährleisten,

– für das sonstige Aktivitätsinventar in der Anlage ist sichergestellt, dass auch im Fall von Leckagen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindert wird.

Begrenzung der Strahlenexposition

– Aktivitätsinventar und Aktivitätsfluss in der Anlage werden kontrolliert und begrenzt,

– die Ableitung radioaktiver Stoffe ist begrenzt,

– bauliche Anlagen und technische Einrichtungen genügen den Anforderungen des Strahlenschutzes,

– Strahlung und Aktivität in der Anlage und der Umgebung werden überwacht.

Gestaffeltes Sicherheitskonzept

Die Einhaltung der Schutzziele und damit die Integrität der Barrieren wird durch ein gestaffeltes Sicherheitskonzept in mehreren Ebenen (defence-in-depth) erreicht. Dieses Konzept besteht aus einer Kombination von Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen, Maßnahmen zu deren Beherrschung und schließlich Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von eventuellen schweren Störfällen. Die Einteilung der Anlagenzustände (Tabelle 18.1) entspricht der mit der Revision des IAEA-Regelwerkes neu festgelegten Unterscheidung im auslegungsüberschreitenden Bereich.

Auf der ersten Sicherheitsebene – der Betriebsebene – sollen gute Auslegungs- und Fertigungsqualität sowie Sorgfalt in der Betriebsführung für eine hohe Verfügbarkeit der Anlage sorgen; zugleich sollen dadurch Störungen vermieden werden.

Folgende Grundsätze sollen beachtet werden:

– ausreichende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Systeme und Anlagenteile,

– sorgfältige Auswahl der Werkstoffe, umfangreiche Werkstoffprüfungen,

– umfassende Qualitätssicherung bei Fertigung, Errichtung und Betrieb,

– unabhängige Prüfung der erreichten Qualität,

– Überwachung der Qualität (entsprechend der betrieblichen Belastung) durch wiederkehrende Prüfungen,

– Instandhaltungsfreundlichkeit der Systeme unter Berücksichtigung möglicher Strahlenexposition des Personals,

– sichere Überwachung der Betriebszustände,

– Berücksichtigung von Betriebserfahrungen,

– umfassende Schulung des Betriebspersonals und

– Verhinderung von Fehlbedienungen, z. B. durch Verriegelungen.

Auf der zweiten Sicherheitsebene sollen Betriebsstörungen durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage und mithilfe von aktiven Systemen so begrenzt werden, dass die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen Betrieb gehalten wird. Solche Vorkehrungen auf der zweiten Ebene sind:

– die Auslegung des Reaktorkerns mit dem Ziel, dass auch bei Ausfall von Regeleinrichtungen der Kern ohne aktiven Eingriff stabile Temperatur- und Druckzustände einnimmt,

– Zustands- und Störungsmeldungen auf der Warte zur Information des Betriebspersonals und um manuelle Gegenmaßnahmen zu ermöglichen,

– Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen, die die Anlage innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen halten. So wird verhindert, dass Betriebsstörungen sich zu Störfällen ausweiten.

Auf der dritten Sicherheitsebene sollen Störfälle durch Sicherheitseinrichtungen so beherrscht werden, dass die Strahlenbelastung für Bevölkerung und Umgebung unterhalb vorgegebener Werte bleibt.

Der Nachweis der Störfallbeherrschung wird mittels einer Sicherheitsanalyse geführt, die ursprünglich rein deterministischer Natur war. Im Laufe der Zeit wurden in zunehmendem Umfang ergänzende probabilistische Untersuchungen in die Sicherheitsanalyse eingeführt, z. B. Zuverlässigkeitsanalysen für das Reaktorschutzsystem und die Kernnotkühlsysteme.

Die deterministische Sicherheitsanalyse umfasst eine Systemanalyse und eine Störfallanalyse. Die Systemanalyse dient dem Nachweis, dass Systeme zur Betriebsführung und -überwachung vorhanden sind, durch deren Auslegung Störfälle als Folgen anomaler Betriebszustände mit hoher Zuverlässigkeit vermieden werden und darüber hinaus ausreichend zuverlässige technische Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen installiert sind. Eine weitere wichtige Aufgabe der Systemanalyse ist der Nachweis, dass die gemäß [3-1] geltenden Auslegungsgrundsätze erfüllt sind:

– Redundanz, im Allgemeinen werden Einzelfehler und Reparaturfall angenommen,

– Diversität,

– weitgehende Entmaschung der Stränge,

– räumliche Trennung redundanter Stränge,

– weitgehende Automatisierung (30-Minuten-Konzept),

– Sicherheitsreserven und

– nach Möglichkeit sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion (fail-safe).

Die Störfallanalyse untersucht das Verhalten des Kernkraftwerks bei den nach dem Regelwerk zu unterstellenden Betriebstransienten und Störfällen mithilfe aufwendiger Computersimulationen. Zentraler Punkt der Analyse ist die Wirksamkeit der Sicherheitseinrichtungen. Die Berechnungsgrundlagen und Berechnungsmethoden berücksichtigen alle bedeutsamen physikalischen Effekte. Die eingesetzten Rechenmodelle sind weitest möglich experimentell verifiziert. Die Konservativität der Analysenergebnisse wird durch ungünstige Rechenannahmen

Tabelle 18.1

Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes

Sicherheitsebene			Maßnahmen	Ziele
1	bestimmungsgemäßer Betrieb	Normalbetrieb	Qualität der Betriebssysteme und der betrieblichen Abläufe sowie sicherheitsgerichtetes Handeln	Verhinderung von Betriebsstörungen
2		Anomaler Betrieb	inhärent sicheres Anlagenverhalten, Begrenzungssysteme	Verhinderung von Auslegungsstörfällen
3	Auslegungsstörfälle		inhärent sicheres Anlagenverhalten, passive und aktive Sicherheitseinrichtungen	Beherrschung von Auslegungsstörfällen
4	auslegungsüberschreitende Störfälle	spezielle, sehr seltene Ereignisse	punktuelle Maßnahmen	Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse
			Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	Vermeidung von Kernschäden
		schwere Störfälle/Notfälle	Maßnahmen des anlageninternen und anlagenexternen Notfallschutzes	Begrenzung der Umgebungsauswirkungen bei Kernschäden

und Randbedingungen sichergestellt. Bei entsprechender Qualität der Rechenverfahren und Eingangsdaten werden in neuerer Zeit auch best-estimate-Analysen unter Angabe der Unsicherheiten der Ergebnisse durchgeführt.

Die die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen bestimmenden Störfälle (Auslegungsstörfälle) werden so definiert, dass sie repräsentativ für alle zu unterstellenden Störfälle sind. Im Genehmigungsverfahren wird insbesondere nachgewiesen, dass für radiologisch relevante Störfälle die Werte für die Strahlenexposition der am stärksten betroffenen Personen, die in § 49 der Strahlenschutzverordnung vorgegeben wurde, nicht überschritten werden (Kapitel 15). Dabei kann der Nachweis einer ausreichenden anlagentechnischen Schadensvorsorge auch dadurch geführt werden, dass vorgelagerte technische Kriterien erfüllt werden, z. B. die Einhaltung von Temperatur- oder Druckgrenzwerten, bei denen eine Gefährdung der Integrität von Barrieren zum Einschluss radioaktiver Stoffe ausgeschlossen ist.

Mit der vierten Sicherheitsebene werden im gestaffelten Sicherheitskonzept Ereignisse berücksichtigt, die bei der ursprünglichen Auslegung wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht als Auslegungsstörfälle betrachtet worden sind. In dieser Ebene werden Maßnahmen gegen spezielle, sehr seltene Ereignisse wie Flugzeugabsturz, äußere Druckwelle und ATWS (anticipated transients without scram) getroffen. Für diese Ereignisse bestehen gegenüber der dritten Sicherheitsebene reduzierte Anforderungen. Die Nachweisführung ist aber vergleichbar. Darüber hinaus sind in dieser Ebene seit den 80er-Jahren die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen, um auslegungsüberschreitende Zustände frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Schäden zu beenden. Die präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen schwere Kernschäden verhindern; Hauptziel ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kernkühlung und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand. Die schadensmindernden Maßnahmen sollen bei Kernschäden schwere radiologische Auswirkungen in der Anlage und der Umgebung mildern; Hauptziel ist hier die Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen stützen sich auf die flexible Nutzung verfügbarer Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes und mit dem Risiko ihrer Beschädigung und auf externe Systeme. Um die Maßnahmen im Ernstfall wirksam durchführen zu können, wurden in den deutschen Kernkraftwerken umfangreiche technische und organisatorische Vorkehrungen getroffen.

Die Vorkehrungen betreffen für Druckwasserreaktoren die präventiven Maßnahmen:

– sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung,

– primärseitige Druckentlastung mit Einspeisung,

und die schadensmindernden Maßnahmen:

– gesicherter Gebäudeabschluss,

– primärseitige Druckentlastung,

– gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,

– H_2-Gegenmaßnahmen,

– Wartenzuluftfilterung.

Für Siedewasserreaktoren betreffen sie die präventiven Maßnahmen:

- autarkes Einspeisesystem,
- zusätzliche Ein- oder Nachspeisemöglichkeit im Reaktordruckbehälter,

und die schadensmindernden Maßnahmen:

- gesicherter Gebäudeabschluss,
- Druckentlastung des Reaktordruckbehälters,
- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters (Baulinie 69) oder nur der Kondensationskammer, ergänzt durch H_2-Gegenmaßnahmen (Baulinie 72),
- Wartenzuluftfilterung.

Als Hilfsmaßnahmen zur Unterstützung der präventiven und schadensmindernden Maßnahmen für beide Reaktortypen zählen die Vorkehrungen:

- Notstromversorgung durch den Nachbarblock (falls vorhanden),
- ausreichende Batteriekapazitäten,
- Möglichkeiten einer schnellen Netzrückschaltung,
- eine zusätzliche Netzanbindung (Erdkabel),
- Probenahmesystem im Reaktorsicherheitsbehälter,
- Notfallorganisation mit Schulungen und Notfallübungen.

Die technische Entwicklung der H_2-Gegenmaßnahmen für Druckwasserreaktoren ist abgeschlossen, der Einbau von katalytischen Rekombinatoren wurde von der RSK empfohlen und wird zurzeit durchgeführt. Ein Probenahmesystem für die Kontrolle der Atmosphäre im Reaktorsicherheitsbehälter wurde entwickelt und wird zurzeit in mehreren Anlagen implementiert. Alle anderen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind mittlerweile in fast allen Anlagen realisiert, ansonsten geplant. Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit der anlageninternen Notfallmaßnahmen erfolgt auf der Grundlage repräsentativer Abschätzungen und Plausibilitätsbetrachtungen.

Dieses in vier Ebenen gestaffelte Sicherheitskonzept wird heute bei allen deutschen Kernkraftwerken verfolgt.

18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken

Entsprechend den Prinzipien des gestaffelten Schutzkonzepts bestehen Anforderungen an die Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken und die Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Komponenten und Systeme. Diese sind in allgemeiner Form in den Sicherheitskriterien [3-1] festgelegt. Im Einzelnen werden Anforderungen auch aus Sicherheitsanalysen abgeleitet. Präzisierungen zu deren technischer Ausführung sind in den Richtlinien und Regeln enthalten. Die zugehörigen Regeln des KTA sind in Anhang 4 aufgelistet. Es sind dies im Wesentlichen die Regeln der Reihen 1400, 3200, 3400, 3500, 3700 und 3900. Auf den Einsatz bewährter Techniken wird darin Bezug genommen.

Passive Einrichtungen

Zu den passiven Einrichtungen zählen Einrichtungen, die im Hinblick auf ihre Funktion keine Betätigung erfordern (z. B. Rohrleitungen, Behälter).

Für die eingesetzten Werkstoffe gibt es allgemeine Anforderungen zum Eignungsnachweis. Die Eignungsnachweise folgen weitgehend der sich aus der technischen Erfahrung gebildeten Praxis für überwachungsbedürftige Industrieanlagen und aus den bauaufsichtlichen Vorschriften. Bei Kernkraftwerken sind der Umfang und die Art der Nachweise entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Komponenten ausgeweitet.

Bezüglich der konstruktiven Ausführung bestehen Anforderungen an eine spannungsgünstige und prüfgerechte Gestaltung. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse z. B. durch Strahlung zu erwarten sind, wird dies in den werkstofftechnischen Vorgaben und im Eignungsnachweis besonders berücksichtigt. Der Einfluss von bekannt gewordenen qualitätsmindernden Faktoren auf die Sicherheitsreserven bei der Herstellung der Komponenten mit Barrierenwirkung wurde mit konservativen Annahmen untersucht und der Nachweis erbracht, dass die in den Regeln enthaltenen Vorgaben ausreichende Reserven sicherstellen.

Die Anforderungen zum Nachweis der Eignung der eingesetzten Herstellungsverfahren sind in Regeln im Einzelnen festgelegt. Diese Regeln unterscheiden nach Werkstoffen, Vorprodukten und Einsatz- oder Anwendungsbereich, z. B. druckführende Umschließung, sekundäre Systeme, Sicherheitsbehälter, Hebezeuge. Die Eignungsprüfung der Herstellungsverfahren wird unter praxisnahen Bedingungen und für jeden Hersteller separat durchgeführt und in festgelegten Zeitintervallen erneuert. Bei wichtigen Verfahrensschritten zum Nachweis der Eignung von Werkstoffen, Herstellungsverfahren und Komponenten ist ein unabhängiger Sachverständiger beteiligt. Die Ergebnisse der Prüfungen werden dokumentiert und die Bewertungen des Sachverständigen der Genehmigungsbehörde vorgelegt.

Aktive Einrichtungen

Zu den aktiven Einrichtungen zählen die Einrichtungen, die durch die Leittechnik angesteuert und betätigt werden, sowie auch handbetätigte Einrichtungen.

Die meisten aktiven Komponenten und ihre Betriebsmittel sind Serienerzeugnisse, für die umfangreiche industrielle Erfahrungen vorliegen. Dies gilt insbesondere für die Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik, wie z. B. Elektromotoren, Stellgetriebe, Schaltanlagen, Messwertaufnehmer, Messwertverarbeitung und Kabel. Aber auch bei maschinentechnischen Komponenten kommen Serienerzeugnisse zum Einsatz, wie z. B. Armaturen und Pumpen, soweit sie nicht zur druckführenden Umschließung gehören sondern z. B. in Kühlwasser- und Hilfssystemen und im Turbinenbereich eingesetzt sind. Solche Einrichtungen kommen sowohl im konventionellen Energieerzeugungsanlagen als auch in der chemischen Prozessindustrie zum Einsatz. Dies gilt auch für die verwendeten Hilfsstoffe,

wie z. B. Öle, Schmierstoffe, Gleitmittel, Treibstoffe, Gase und chemische Stoffe z. B. zur Wasseraufbereitung.

Für die aktiven Komponenten des Sicherheitssystems nehmen die Anforderungen zum Eignungsnachweis stärker als bei passiven Komponenten auf die Serienfertigung Bezug (Kapitel 13). Die Art und der Umfang der Eignungsnachweise sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung sowohl im kerntechnischen als auch im konventionellen Regelwerk festgelegt. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse, z. B. durch die Umgebungsbedingungen, zu erwarten sind, wird die Eignung durch ergänzende Nachweise belegt. Sofern für bestimmte Komponenten keine industrielle Erfahrung vorliegt, werden die Eignung der vorgesehenen Technik in umfangreichen Testserien aufgezeigt und die erreichten Ergebnisse der Genehmigungsbehörde zur Prüfung vorgelegt, z. B. für Regelstabantriebe oder interne Axialpumpen für Siedewasserreaktoren.

Zur Erprobung der Systemfunktionen, des Zusammenspiels von Einbauten, der Wirkung der Sicherheitseinrichtungen etc. werden umfangreiche Kalt- und Warmerprobungen bei der Inbetriebnahme durchgeführt (Kapitel 19 (i)).

Nachweis der Eignung und Bewährung

Der Nachweis der Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken erfolgt auf unterschiedlichen Wegen. Diese sind:

- praktische Erfahrung im langfristigen Einsatz bei vergleichbaren Betriebsbedingungen,
- experimentelle Untersuchungen zum Verhalten der eingesetzten Werkstoffe und Komponenten bei Betriebs- und Störfallbedingungen,
- Nachweise auf der Basis verifizierter Modelle,
- Zuverlässigkeitsangaben oder Betriebsbewährungsnachweise für Komponenten der Elektro- und Leittechnik,
- Grenzbelastungsanalysen.

Die Eignung der bei der Auslegung eingesetzten Rechenmodelle wird nachgewiesen.

Alle Prüfprogramme werden der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt und vom zugezogenen Sachverständigen geprüft. Der Sachverständige nimmt darüber hinaus an den Tests und Erprobungen teil. Für sicherheitstechnisch bedeutsame Sachverhalte werden Kontrollrechnungen mit vorzugsweise unabhängigen Rechenmodellen vom zugezogenen Sachverständigen durchgeführt. Für die im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu beurteilenden Sachverhalte prüft der Sachverständige im Einzelfall, ob dazu über die bestehenden Regeln hinaus Zusatzanforderungen erforderlich sind.

Zur Beurteilung der Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken ist der Erfahrungsrückfluss sowohl aus der Herstellung als auch aus dem Betrieb bedeutsam (Kapitel 19 (vi) und (vii)).

Aus dem Erfahrungsrückfluss haben sich in Einzelfällen aufgrund von Schadensereignissen oder auch aus technischen Erkenntnissen Hinweise ergeben, dass die Eignung technischer Einrichtungen für den langfristigen Betrieb als unzureichend zu bewerten war oder begründete Zweifel vorlagen. Als Bestandteil der Sicherheitskultur in der Bundesrepublik Deutschland hat es sich in solchen Fällen bewährt, im Konsens der Beteiligten nach technischen Lösungen zu suchen, die über das sicherheitstechnisch zwingend erforderliche hinaus langfristige Verbesserungen erwarten lassen. Beispiele für solche Fälle sind der Austausch von Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems von Siedewasserreaktoren innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters, Umrüstungen auf diversitäre Vorsteuerventile im Druckabsicherungssystem der Siedewasserreaktoren, Umstellung aller Druckwasserreaktoren auf Hoch-AVT-Fahrweise in der sekundärseitigen Wasserchemie, Herstellung besser prüffähiger Schweißnahtoberflächen für den Einsatz von Ultraschallverfahren durch Bearbeitung der Oberflächen oder Neufertigung der Schweißnaht bei Komponenten und Rohrleitungen von Druck- und Siedewasserreaktoren. Weiterhin wurde die Instrumentierung zur genauen Erfassung lokaler Belastungen, z. B. thermischer Schichtungen und Fluktuationen, bei allen Anlagen erweitert. Die Ergebnisse dieser Messungen werden sowohl für die Optimierung der Betriebsweise als auch in der Alterungsbeurteilung zur verbesserten Bestimmung des erreichten Ausnutzungsgrades von Komponenten verwertet.

18 (iii) Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung

Zur Sicherstellung eines zuverlässigen und problemlosen Betriebs der Kernkraftanlage sind Anforderungen an einfache Systemgestaltung, räumliche Trennung, Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur in den Sicherheitskriterien festgelegt [3-1, 3-51]. Ebenso bestehen dort Festlegungen allgemeiner Art zur Gestaltung von Arbeitsplatz, Arbeitsablauf und Arbeitsumgebung. Detailanforderungen dazu sind in technischen Regeln und Richtlinien festgelegt, sowohl die technischen Maßnahmen als auch die Vorkehrungen bei der Organisation und Durchführung von Arbeitsabläufen [4-1.1, Regeln der KTA-Reihen 3200 und 1200].

In der Umsetzung der Vorgaben haben sich Konzepte herausgebildet, die durch folgende Merkmale gekennzeichnet sind (Kapitel 18 (i), 19 (iii)):

- beanspruchungs-, fertigungs- und prüfgerechte Gestaltung der Barrieren,
- gute räumliche Zugänglichkeit der Komponenten für Wartung, Prüfung und Reparatur,
- räumliche Systemtrennung zur Vermeidung von Wechselwirkungen zwischen redundanten Systemen,
- hoher Redundanzgrad des Sicherheitssystems,
- Berücksichtigung eines möglichen systematischen Ausfalls,
- dem Sicherheitssystem vorgelagerte Begrenzungseinrichtungen,
- hoher Automatisierungsgrad des Sicherheitssystems,

- unabhängige Notstandssysteme,
- ergonomische Gestaltung der Warte,
- ergonomisch gestaltetes, in sich geschlossenes Betriebshandbuch für alle Anlagenzustände,
- situationsgerechte Aufbereitung der Meldungen bei Störungen, Störfällen und wiederkehrenden Prüfungen.

Über die genannten allgemeineren Merkmale für alle Barrieren hinaus wurde für die druckführende Umschließung sowie weitere druckführende Komponenten Ende der 70er-Jahre das Konzept der Basissicherheit entwickelt. Dieses enthält detaillierte Vorgaben um ein katastrophales Versagen der Anlagenteile aufgrund herstellungsbedingter Mängel auszuschließen. Die Basissicherheit eines Anlagenteils wird bestimmt durch folgende Grundsätze:

- hochwertige Werkstoffeigenschaften, insbesondere Zähigkeit,
- konservative Begrenzung der Spannungen,
- Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion,
- Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien,
- Kenntnis und Beurteilung gegebenenfalls vorliegender Fehlerzustände,
- Berücksichtigung des Betriebsmediums.

Diese Grundsätze wurden bei den neueren Anlagen direkt umgesetzt, bei den älteren Anlagen erfolgten und erfolgen noch Nachqualifizierungen entweder zur Einhaltung dieser Grundsätze oder zur Bewertung der festgestellten Abweichungen. Aus den Bewertungen ergab sich teilweise ein Bedarf für erweiterte Sicherheitsnachweise und Maßnahmen, die noch nicht in allen betroffenen Anlagen umgesetzt wurden (DWR der 2. Generation, Anhang 3).

Die Entwicklung der Werkstoffe für die Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren erfolgte über verschiedene hochfeste Stähle, wie sie bei der 1. bis 3. Generation der Druckwasserreaktoren eingesetzt wurden, zu einem optimierten Stahltyp mit niedrigerer Festigkeit, aber höherer Zähigkeit und besserer Verarbeitbarkeit (15 MnNi 6 3).

Die erreichten Ergebnisse für die Zuverlässigkeit des Betriebs lassen sich anhand der Betriebserfahrung wie folgt charakterisieren:

- Die Anzahl der Defekte der Brennelementhüllrohre, die zu Undichtheiten führen, ist bei den derzeit erreichten Brennelement-Abbränden (ca. 60 MWd/kg für DWR und 55 MWd/kg für SWR) im Mittel 1 bis 2 pro Anlage und Jahr.
- Die Eintrittshäufigkeit von Kleinstleckagen der „druckführenden Umschließung“ liegt im Bereich von 10^{-1} pro Jahr und Anlage. Leckagen an der Barriere druckführende Umschließung, die zu einem Ansprechen des Sicherheitssystems geführt hätten, sind in den letzten zwanzig Jahren beim Betrieb deutscher Kernkraftwerke nicht aufgetreten. Sofern insgesamt Rissbefunde aufgrund von Qualitätseinschränkungen und betrieblichen Einflüssen aufgetreten sind, wurden diese Komponenten repariert oder ausgetauscht. Die getroffenen Gegenmaßnahmen waren bislang wirksam, wie das gleichbleibend niedrige Niveau der Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden der nuklearen Hilfssysteme und des Reaktorkühlkreislaufs sowie des Wasser-Dampf-Kreislaufes belegt (Abbildungen 18.1 und 18.2). Diese Meldungen um-

Abbildung 18.1

Gemeldete Ereignisse über Rohrleitungsschäden des Reaktorkühlkreislaufs und der nuklearen Hilfssysteme

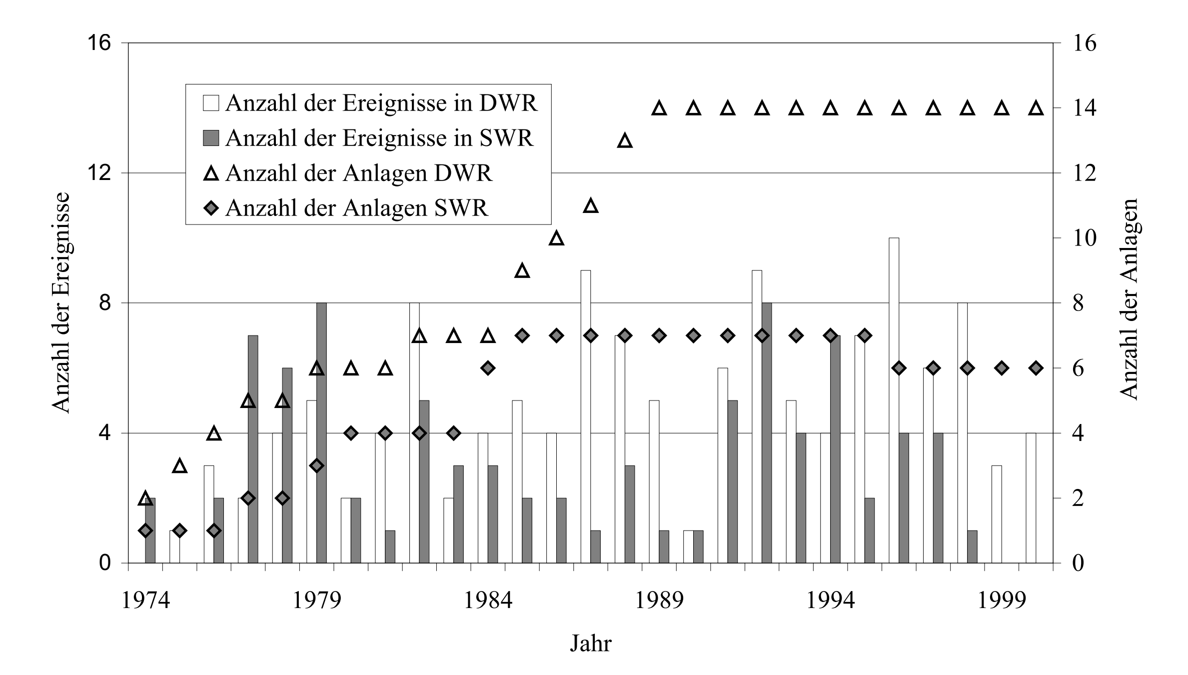
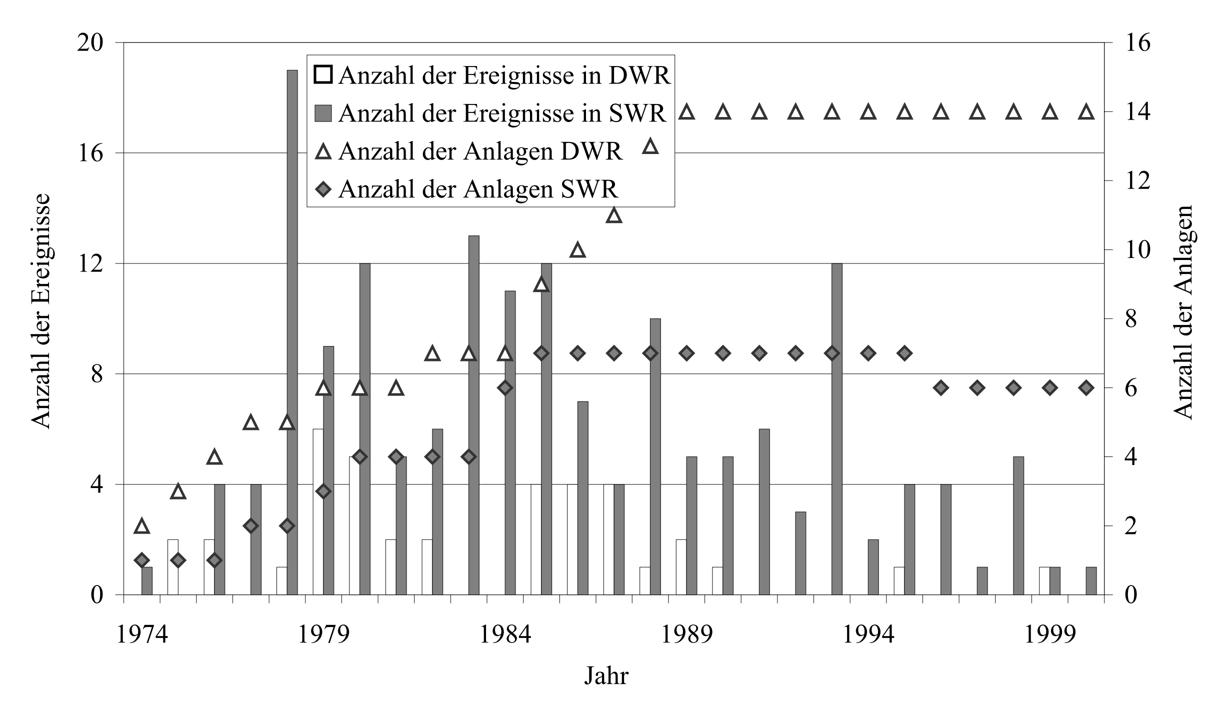


Abbildung 18.2



Gemeldete Ereignisse über Rohrleitungsschäden des Wasser-Dampfkreislaufes



fassen sowohl die wanddurchdringenden Risse mit Leckagen als auch lediglich festgestellte Anrisse der Rohrwand ohne Leckagen.

– Die Einhaltung der Anforderungen an die Dichtheit des Sicherheitsbehälters wurden in den Prüfungen jeweils nachgewiesen. Funktionseinschränkungen bestanden nur in wenigen Einzelfällen, z. B. bei einem nicht absperrbaren Abriss einer Messleitung.

– Die Häufigkeit von Lecks zwischen der druckführenden Umschließung und den angeschlossenen Systemen ist gering. Bei den Druckwasserreaktoren haben sich die im Jahr 1987 abgeschlossenen Maßnahmen zur Optimierung der Wasserchemie hinsichtlich des eingesetzten, für Spannungsrisskorrosion unempfindlichen Werkstoffes für die Dampferzeugerheizrohre positiv ausgewirkt (Abbildung 18.3, Seite 66). Seit diesem Zeitpunkt liegt die Zahl der aufgrund von Wandschwächung zu verschließenden Dampferzeugerheizrohre für alle betriebenen Druckwasserreaktoren in Summe bei wenigen Heizrohren pro Jahr. Der Anstieg der Schäden in den Jahren 1998 und 1999 ist darauf zurückzuführen, dass eine ungeeignete Prozedur für die Reinigung der DE-Rohrbodenplatten gewählt wurde und dass Schäden infolge Reibkorrosion (fretting), verursacht durch lose Teile, gefunden wurden. Nach Entdeckung dieser Schäden wurde der Prüfumfang wesentlich erhöht. Bei den zusätzlichen Prüfungen wurden bisher unentdeckte Anzeigen infolge Reibkorrosion mit den Tragstrukturen und weitere Befunde entdeckt, die auf die früher übliche Phosphatfahrweise zurückzuführen waren (wastage). Als Konsequenz dieser Prüfergebnisse wurden mit Anzeigen behaftete Heizrohre auch dann verschlossen, wenn deren Wandschwächung weit unterhalb des zulässigen Grenzwertes von 40 % Wandschwächung lag. Die beschriebenen Schäden traten aber nur in einigen, nicht in allen DWR auf.

– Die entsprechend Prüfprogramm (Kapitel 14 (i) und 19 (iii)) durchgeführten Funktionsprüfungen zeigen, dass die Funktionen des Sicherheitssystems unter Prüfbedingungen zuverlässig sind.

Der laufende Erfahrungsrückfluss (Kapitel 19 (vi) und (vii)) soll sicherstellen, dass für die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme aktuelle Informationen zur Qualität bei der Herstellung und zur Zuverlässigkeit des Betriebes vorliegen und Abweichungen vom erwarteten Verhalten rechtzeitig erkannt werden.

19 Betrieb

19 (i) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn

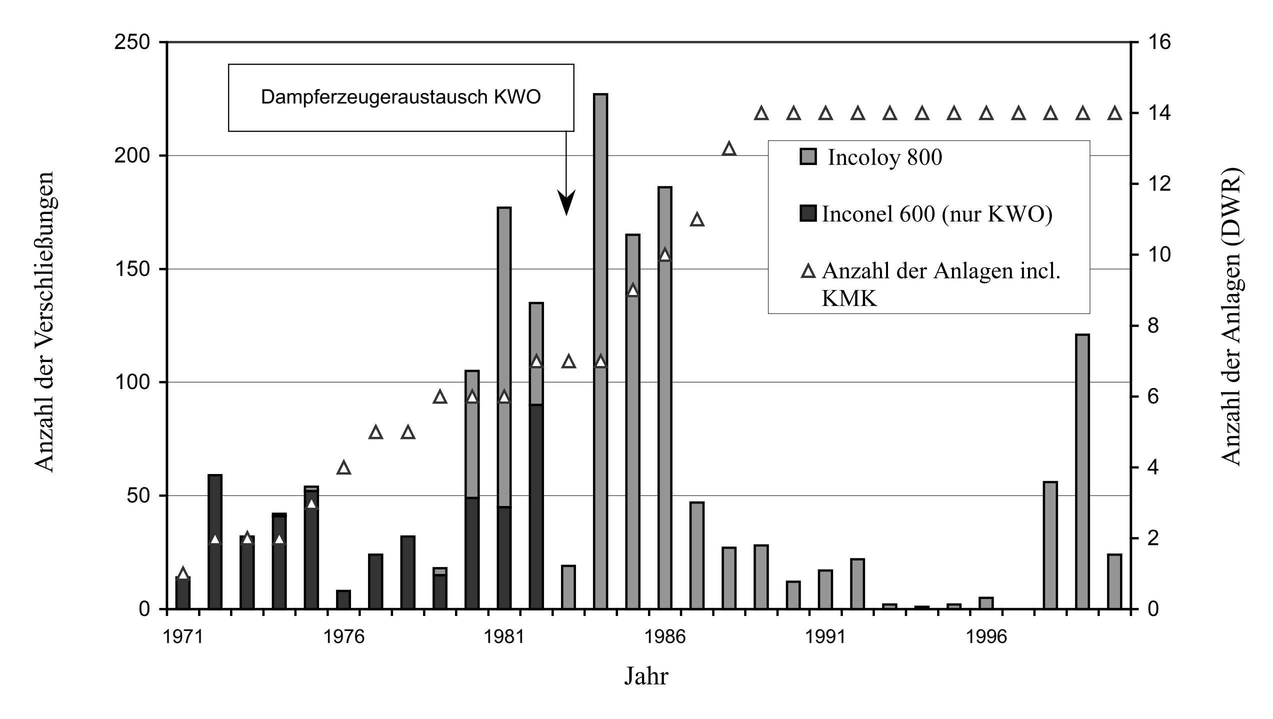
Die folgende Beschreibung in diesem Kapitel 19 (i) schildert die Vorgehensweise nach Regelwerk in der Vergangenheit, neue Kernkraftwerke sind in Deutschland nicht vorgesehen.

Die Errichtung, Montage, Inbetriebsetzung und der kommerzielle Probebetrieb der Kernkraftwerke werden in der Regel von einem Generalunternehmer durchgeführt. Dieser ist zusammen mit dem späteren Betreiber Inhaber der Genehmigung. Nach erfolgreichem Probebetrieb



Abbildung 18.3

Anzahl der pro Jahr neu verschlossenen Dampferzeugerheizrohre in DWR



übergibt dieser die Anlage schlüsselfertig an den Betreiber. Die Verantwortung für die Sicherheit der Anlage liegt bis zur Übergabe an den Betreiber beim Generalunternehmer. Das für die Inbetriebsetzung erforderliche Personal wird vom Hersteller gestellt und muss die erforderliche Fachkunde nach [3-2] nachweisen. Das Personal des späteren Betreibers der Anlage nimmt an der Inbetriebsetzung teil und übernimmt dabei sukzessive die Überwachung von fertig gestellten oder betriebsbereiten Teilen der Anlage.

Die Erlaubnis für den Betriebsbeginn der bestehenden Kernkraftwerke basiert auf den Ergebnissen einer Sicherheitsanalyse und deren detaillierter Begutachtung durch die von den zuständigen Behörden hinzugezogenen Sachverständigenorganisationen (Kapitel 14 (i)), einer begleitenden Kontrolle bei der Errichtung sowie den Ergebnissen eines umfassenden von der Behörde gebilligten Inbetriebsetzungsprogramms. Insbesondere wird nachgewiesen, dass die zum Zeitpunkt der Erlaubnis für den Betriebsbeginn bestehenden Sicherheitsanforderungen des kerntechnischen Regelwerks erfüllt sind. Insgesamt wird festgestellt, dass die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen zum Zeitpunkt der Erteilung der Genehmigung für den Betriebsbeginn entspricht.

Die herstellerseitigen Prüfungen auf der Baustelle sowie die Inbetriebsetzungsversuche werden im Auftrag der zuständigen Behörde von Sachverständigenorganisationen (z. B. Technische Überwachungsvereine) überwacht und durch eigene Prüfungen der Sachverständigen ergänzt.

Sicherheitsanalyse

Die Sicherheitsanalyse umfasst eine Systemanalyse und eine Störfallanalyse. Diese Sicherheitsanalyse war ursprünglich rein deterministischer Natur und wurde später in zunehmendem Umfang durch probabilistische Untersuchungen ergänzt. Umfang und Durchführung der Sicherheitsanalyse sind in Kapitel 18 (i) beschrieben. Die vom Antragsteller vorgelegte Sicherheitsanalyse wird durch die von den Behörden zugezogenen Sachverständigen begutachtet. Dabei werden in erheblichem Umfang eigene Rechenprogramme oder anerkannte alternative Berechnungsmethoden eingesetzt.

Begleitende Kontrolle bei der Errichtung

Durch die herstellungsbegleitende Kontrolle wird geprüft, ob die konkrete Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten den im Rahmen der Begutachtung festgelegten Anforderungen genügt. Die begleitende Kontrolle ist unterteilt in Vorprüfung, Werkstoff-, Bau- und Druckprüfung, Abnahme- und Funktionsprüfung. Die Prüfergebnisse werden in Berichten, Bescheinigungen und Zeugnissen dokumentiert. Die Vorprüfung dient der Beurteilung der konstruktiven Gestaltung, der Dimensionierung, der verwendeten Werkstoffe, der Herstellungs- und Fertigungsverfahren, des Aufbaus von Schaltungen, der Montage, der Prüfbarkeit, Wartungs- und Reparaturzugänglichkeit sowie der eingesetzten Leittechnik anhand von Plänen und Zeichnungen. Bei der Werkstoff-, Bau- und Druckprüfung wird die Prüfung und Beurteilung der tatsächlichen Ausführung in

Bezug auf Übereinstimmung mit den Vorprüfungsunterlagen vorgenommen. Die Abnahme- und Funktionsprüfung dient der Prüfung und Beurteilung der sachgerechten Montage von Komponenten und Systemen sowie ihres funktionalen Verhaltens. Sie wird für spezielle Komponenten auf Prüfständen und im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms durchgeführt.

Inbetriebsetzungsprogramm

Mit den Prüfungen im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms wird die sichere und ordnungsgemäße Funktion der einzelnen Komponenten und Systeme sowie der Gesamtanlage in Übereinstimmung mit Planung und Auslegung nachgewiesen. Sie wird generell in vier Phasen durchgeführt:

– Inbetriebsetzung der Systeme,

– Warmprobebetrieb 1,

– Warmprobebetrieb 2 und

– Nulllast- und Leistungsversuche.

Bei den vorbetrieblichen Prüfungen (Systeminbetriebsetzung) werden alle Funktions- und Leistungsnachweise erbracht, die notwendig sind, um Einzelkomponenten oder Systeme funktionsfähig bereitzustellen. Beim Warmprobebetrieb 1 wird erstmalig das Reaktorkühlsystem zusammen mit den Reaktorhilfsanlagen und anderen Systemen betrieben, um die Funktionsfähigkeit der Gesamtanlage nachzuweisen, soweit dies ohne nukleare Dampferzeugung und ohne Beladung des Reaktors möglich ist. Nach dem ersten Kernbeladen werden im Warmprobebetrieb 2 Inbetriebsetzungstätigkeiten durchgeführt, die bei unbeladenem Reaktor nicht möglich oder sinnvoll sind. Ziel ist der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Sicherheit der Gesamtanlage vor Aufnahme des nuklearen Betriebes. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung erfolgen nach dem ersten Kritischmachen umfangreiche Nulllast- und Leistungsversuche bei jeweils derjenigen Leistungsstufe, die technisch und physikalisch zum Nachweis der einwandfreien Funktion der Anlage am zweckmäßigsten ist.

Im Auftrag der Aufsichtsbehörde wird die gesamte Inbetriebsetzung vom Gutachter überprüft. Er bewertet das Inbetriebsetzungsprogramm und nimmt an den von ihm ausgewählten Versuchen und Prüfungen teil. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung (Nulllast- und Leistungsversuche) erfolgt die Freigabe der einzelnen Leistungsstufen durch die Aufsichtsbehörde.

19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs

Alle Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Betrieb sowie für die Beherrschung von Störfällen von Bedeutung sind, werden entsprechend der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] und einer Richtlinie über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke [3-4] in den Sicherheitsspezifikationen (Kapitel 14(i)) zusammengefasst. Sie geben einen schnellen und lückenlosen Überblick über die die Sicherheit der Anlage bestimmenden Grenzwerte, Bedingungen, Auflagen und Maßnahmen. Die Sicherheitsspezifikationen sind Bestandteil des Betriebshandbuches (BHB). Der Teil 2 des BHB enthält als Sicherheitsspezifikation die folgenden Kapitel:

– Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb einschließlich zulässiger Ausfall- oder Instandsetzungszeiten,

– sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte,

– Festlegungen zum anomalen Betrieb (z. B. Lastabwurf auf Eigenbedarf, Turbinenschnellabschaltung, Ausfall einer Kühlmittelpumpe),

– Meldeverfahren und -kriterien für meldepflichtige Ereignisse.

Die von der Genehmigungsbehörde genehmigten Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs müssen eingehalten werden. Änderungen der Sicherheitsspezifikationen dürfen nur mit Zustimmung der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde vorgenommen werden.

Unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen, nationalen und internationalen Betriebserfahrungen sowie neuer Erkenntnisse der Sicherheitsforschung werden die Festlegungen der Sicherheitsspezifikationen regelmäßig sowohl vom Betreiber als auch von den Aufsichtsbehörden und ihren Sachverständigen daraufhin überprüft, ob Änderungen erforderlich sind. So wurden als Ergebnis der probabilistischen Sicherheitsanalysen für deutsche Druckwasserreaktoren zur Optimierung der Vorgehensweisen bei Leck im Druckhalter und bei Leckagen an Dampferzeugerheizrohren die Grenzwerte für „Dampferzeugerfüllstand hoch“ und „Füllstand im Reaktordruckbehälter tief“ zusätzlich in die Sicherheitsspezifikationen aufgenommen.

Die Grenzwerte des sicheren Betriebs umfassen alle Schutz- und Gefahrengrenzwerte einschließlich der Reaktorschutzgrenzwerte und die Gefahrenmeldungen, die

– eine Leistungseinschränkung aus sicherheitstechnischen Gründen bedingen oder

– dem Schutz des Betriebspersonals dienen oder

– eine unzulässige Umgebungsbelastung anzeigen.

Neben diesen sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerten enthält dieser Teil des Betriebshandbuches weitere sicherheitstechnisch wichtige Messwerte und eine Zusammenstellung wichtiger Störmeldungen:

– Messwerte über die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr, der Druckabsicherungen, des Aktivitätseinschlusses,

– Messwerte zum Zustand im Sicherheitsbehälter, im Reaktorgebäude und Maschinenhaus,

– Messwerte der Emissionsüberwachung,

– Messwerte zur Beurteilung der Auslegungsgrenzen der Aktivitätsbarrieren bei schweren Störfällen,

– sicherheitstechnisch wichtige Störmeldungen und Kurzbeschreibung der einzuleitenden Maßnahmen z. B. für Umschalten auf Nachkühlbetrieb, Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung sowie Dampferzeugerheizrohrleck (bei Meldungen dieser Störung sind kurzfristige Handmaßnahmen durch das Betriebspersonal zu ergreifen),

– sicherheitstechnisch wichtige Störmeldungen mit Angabe der Grenzwerte der konventionellen Meldeanlage,

– tabellarische Zusammenstellung der Störfallinstrumentierung auf der Warte und der Notsteuerstelle.

Die Bedingungen des sicheren Betriebs resultieren aus den in den Genehmigungsbescheiden genannten Auflagen, den in den Genehmigungsunterlagen genannten Randbedingungen, den technischen Regeln und Richtlinien sowie der allgemeinen Verpflichtung des Betreibers für einen sicheren Betrieb seiner Anlage. Sie umfassen:

– die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb der Anlage mit z. B. Definition einzuhaltender Anlagenzustände, Verweise auf einzuhaltende Vorschriften und betriebliche Regelungen zur Berichterstattung an Behörden, Dokumentation und Aufbewahrungsfristen, Vorschriften zur Vorgehensweise bei Anlagenänderungen und Änderung von Betriebsvorschriften sowie die Bedingungen für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Abwasser;

– Voraussetzungen und Bedingungen zum Anfahren, zum Leistungsbetrieb, zum Stillstand der Anlage und zum Brennelementwechsel;

– Bedingungen zur Instandhaltung während Leistungsbetrieb mit Festlegung zulässiger Ausfallzeiten von Sicherheitseinrichtungen, Regelung zur vorbeugenden Instandhaltung.

Der Umfang der Festlegungen zu Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebs sowie ihre Zusammenfassung in besonderen gekennzeichneten Abschnitten des Betriebshandbuchs haben sich beim Anlagenbetrieb bewährt.

19 (iii) Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung

Die Einhaltung der genehmigten Verfahrensweisen für den Betrieb, aber auch für die im Kapitel 19 (iv) beschriebene Beherrschung von Störungen und Störfällen wird im Wesentlichen durch die Aufbau- und Ablauforganisation des Kernkraftwerkes sichergestellt. Diese ist im Betriebshandbuch der jeweiligen Anlagen detailliert festgelegt. Für die Aufbauorganisation sind unter anderem die folgenden Grundsätze von Bedeutung:

– Der Leiter der Anlage oder dessen Stellvertreter ist für den sicheren Betrieb verantwortlich. Bei deren Abwesenheit geht die Verantwortung auf den Dienst habenden Schichtleiter über.

– Weisungen an den Schichtleiter mit Bedeutung für die Sicherheit der Anlage dürfen nur durch den Leiter der Anlage und über die unmittelbare Führungslinie des Schichtleiters erfolgen. Unmittelbare Eingriffe in den Betriebsablauf nehmen diese aber nur in begründeten Ausnahmefällen vor.

– Die Aufgaben des Führungspersonals sind klar, eindeutig und vollständig so festgelegt, dass konkurrierende Arbeitsanweisungen von mehreren Führungspersonen vermieden werden.

– Die für die Qualitätssicherung und den Strahlenschutz zuständigen Organisationseinheiten und Personen sind organisatorisch unabhängig vom Fachbereich Betrieb, um Interessenkonflikte zu vermeiden.

Die organisatorischen Abläufe für den genehmigungskonformen, sicheren Betrieb der Anlage sind im Betriebshandbuch und im Prüfhandbuch festgelegt.

Betriebshandbuch

Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches sind in der Regel [KTA 1201] festgelegt. Das Betriebshandbuch enthält die im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen sowie alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, wie detaillierte Handlungsanweisungen für das Schichtpersonal sowie zusätzliche Informationen für verschiedene Anlagensituationen. Sicherheitsspezifikationen sind als solche explizit kenntlich gemacht. Das Betriebshandbuch enthält die folgenden Teile:

– Betriebsordnungen

  Hierzu zählen neben der personellen Betriebsorganisation (Aufgaben, Verantwortlichkeiten, Unterstellungen etc.) die Warten- und Schichtordnung, Instandhaltungsordnung, Strahlenschutzordnung, Wach- und Zugangsordnung, Alarmordnung, Brandschutzordnung und Erste-Hilfe-Ordnung. Alle Betriebsordnungen der Anlage gehören zu den Sicherheitsspezifikationen.

– Betrieb der Gesamtanlage

  Dieser Teil enthält die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb und die sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerte (Kapitel 19 (ii)), die Kriterien für die Meldung von Ereignissen an die Aufsichtsbehörde und Ablaufbeschreibungen einschließlich Handlungsanweisungen für die Fahrweisen des normalen und anomalen Betriebs. Die im Genehmigungsverfahren betrachteten anomalen Betriebsfälle sind sowohl als Kurzfassung (Strategiepapier) als auch in Form einer Langfassung behandelt. Die Kurzfassung enthält Erkennungskriterien, automatische Maßnahmen, durchzuführende manuelle Maßnahmen und angestrebten Endzustand und besonders zu überwachende Anlagenparameter. In der Langfassung werden alle Maßnahmen in ihrer zeitlichen Abfolge als Schrittprogramme dargestellt. Dieser Teil gehört

mit Ausnahme der Handlungsanweisungen für die Fahrweisen beim bestimmungsgemäßem Betrieb zur Sicherheitsspezifikation.

– Störfälle

  Dieser Teil des Betriebshandbuchs ist analog des Teils Betrieb der Gesamtanlage aufgebaut und gehört zur Sicherheitsspezifikation. Die Vorgehensweise bei Störfällen wird in Kapitel 19 (iv) behandelt.

– Betrieb der Systeme

  Hierin sind für alle Systeme für die verschiedenen Fahrweisen die Ausgangszustände und die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen in Form von Schrittprogrammen festgelegt. Außerdem sind ergänzende Informationen, Schemata und Hinweise enthalten.

– Stör- und Gefahrenmeldungen

  Hier sind alle Stör- und Gefahrenmeldungen aufgelistet und die zugehörigen Gegenmaßnahmen einschließlich möglicher Alternativen systembezogen aufgeführt.

Notfallhandbuch

Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen zur Bewältigung eventueller Notfälle sind im Betriebshandbuch festgelegt, die einzelnen in der Anlage zu ergreifenden technischen Maßnahmen, Notfallprozeduren und die hierzu erforderlichen Hilfsmittel sind in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch, beschrieben.

Prüfhandbuch

Aufbau und Inhalt des Prüfhandbuches sind in der Regel [KTA 1202] festgelegt. Das Prüfhandbuch enthält Anwendungshinweise, die Prüfliste und die dazu gehörenden Prüfanweisungen für die wiederkehrenden Prüfungen.

In den Anwendungshinweisen sind allgemeine Erläuterungen zur Anwendung und Handhabung des Prüfhandbuchs und alle übergeordneten Vorgaben dazu festgelegt, z. B. zur Organisation der Prüfdurchführung und Ergebnisbewertung, zulässige Abweichungen bei Prüfintervallen, die Vorgehensweisen bei der Beteiligung von unabhängigen Sachverständigen und bei Änderungen des Prüfhandbuchs.

Die Prüfliste führt alle sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen auf. Sie enthält den Prüfgegenstand, den Prüfumfang, das Prüfintervall, den Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung und die eindeutige Bezeichnung der Prüfanweisung. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen.

Die Prüfanweisungen bestehen jeweils aus Angaben zu Prüfgegenstand, Prüfgrundlage (z. B. Genehmigungsauflage), Prüfart, Prüfziel, Prüfumfang, Hilfsmitteln und Unterlagen, Prüfvoraussetzungen, Prüfdurchführung (bei Funktionsprüfungen z. B. Schaltfolgeprogramm) und Protokollierung sowie Herstellung des Endzustands nach Abschluss der Prüfung.

Festlegung von Verfahren und Intervallen bei Prüfungen, Inspektionen und Instandhaltung

In Kapitel 14 (ii) ist das Vorgehen beschrieben, mit dem der Betreiber nachweist, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Funktionen erbracht werden und dass sich die dafür wichtigen Qualitätsmerkmale im Betrieb nicht unzulässig verändern. Erstmals bei der Errichtung und später bei Anlagenänderungen sind die für die Sicherheit wesentlichen Systemfunktionen, die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten anzugeben und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung die Qualifizierungsnachweise, wiederkehrenden Prüfungen, Inspektionen, vorbeugenden Instandhaltungs- und Wartungsmaßnahmen sowie die zulässigen Systemfahrweisen festzulegen. Basis hierfür ist die Instandhaltungsrichtlinie [3-41]. Aufgrund dieser Festlegungen werden während des Betriebs einer Anlage die folgenden Maßnahmen durchgeführt:

– wiederkehrende Prüfungen gemäß Prüfhandbuch, wobei die Prüfungen möglichst abdeckend für die jeweiligen Anforderungen sein sollen. Ist dies nicht möglich, wird nach dem Prinzip der überlappenden Teilprüfungen vorgegangen.

– regelmäßige vorbeugende Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten in Eigenverantwortung des Betreibers,

– Funktionsnachweis von Systemen und Komponenten nach Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten,

– regelmäßige Auswertung der Betriebs- und Prüfdokumentation,

– Rückführen der Betriebserfahrungen in die betriebliche Praxis.

Die Prüf- und Instandhaltungskonzepte haben sich seit der Errichtung der Anlagen infolge Betriebserfahrungen und neuerer Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlagen (1969 bis 1989) wurden die Nachweise weitgehend deterministisch geführt. So erfolgte bei der Errichtung der Anlagen die Zuordnung zu den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Komponenten und Anlagenteilen sowie die Festlegung von Prüfumfang und Prüfintervall im Wesentlichen durch ingenieurmäßige Betrachtung. Anhand der Systemunterlagen wurden die Komponenten identifiziert, welche für die Sicherheitsfunktionen einer Anlage benötigt werden. Unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen, des Kenntnisstandes über die Zuverlässigkeit der Komponenten und Empfehlungen der Komponentenhersteller wurde das Konzept für die wiederkehrenden Prüfungen entwickelt. Bestehende Lücken bei der Umsetzung der Prüfkonzepte, bedingt durch fehlende Zugänglichkeit, technische Einschränkungen oder unzureichende Aussagekraft der Prüfungen im Hinblick auf den Anforderungszustand wurden durch Änderungen der Komponenten, der Prüftechniken oder der Prüfabläufe weitgehend beseitigt. Bezüglich der erreichten Zuverlässigkeit der Komponenten wird auch auf Kapitel 18 (iii) verwiesen.

In den letzten Jahren haben probabilistische Sicherheitsuntersuchungen die ingenieurmäßigen Betrachtungen zunehmend ergänzt. In Einzelfällen sind auch früher die deterministischen Vorgaben probabilistisch überprüft worden (z. B. hinsichtlich Reaktorschutzsystem und Notkühlsystemen). Mit Unterstützung probabilistischer Methoden wurde und wird die Ausgewogenheit des Anlagenkonzeptes und das Zusammenspiel von Anlagentechnik, Anlagenbetrieb und Prüfungen mit Blick auf das gestaffelte Sicherheitskonzept (Kapitel 18 (i)) bewertet. Falls erforderlich, erfolgen Korrekturen oder Optimierungen der Betriebsanweisungen, der betrieblichen Fahrweisen, der Prüfungen und der Systemtechnik. Änderungen sind aber weiterhin Einzelfallentscheidungen unter Berücksichtigung aller anlagenspezifischen Gegebenheiten.

19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen

Störungen des Normalbetriebs (anomaler Betrieb) haben zwar Einschränkungen zur Folge, (z. B. die Absenkung der Reaktorleistung bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe), der bestimmungsgemäße Betrieb der Anlage muss jedoch nicht aus sicherheitstechnischen Gründen abgebrochen werden. Hingegen muss bei Störfällen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen abgebrochen werden. Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepasste Fahrweisen in detaillierten Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt. Diese sind im Betriebshandbuch in den Teilen 2 und 3 enthalten.

Die Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen stellen eine Kombination aus schutzzielorientiertem und ereignisorientiertem Vorgehen dar. Das Vorgehen zur Beherrschung von Störungen und Störfällen orientiert sich an folgenden schriftlichen Anweisungen und Hilfen:

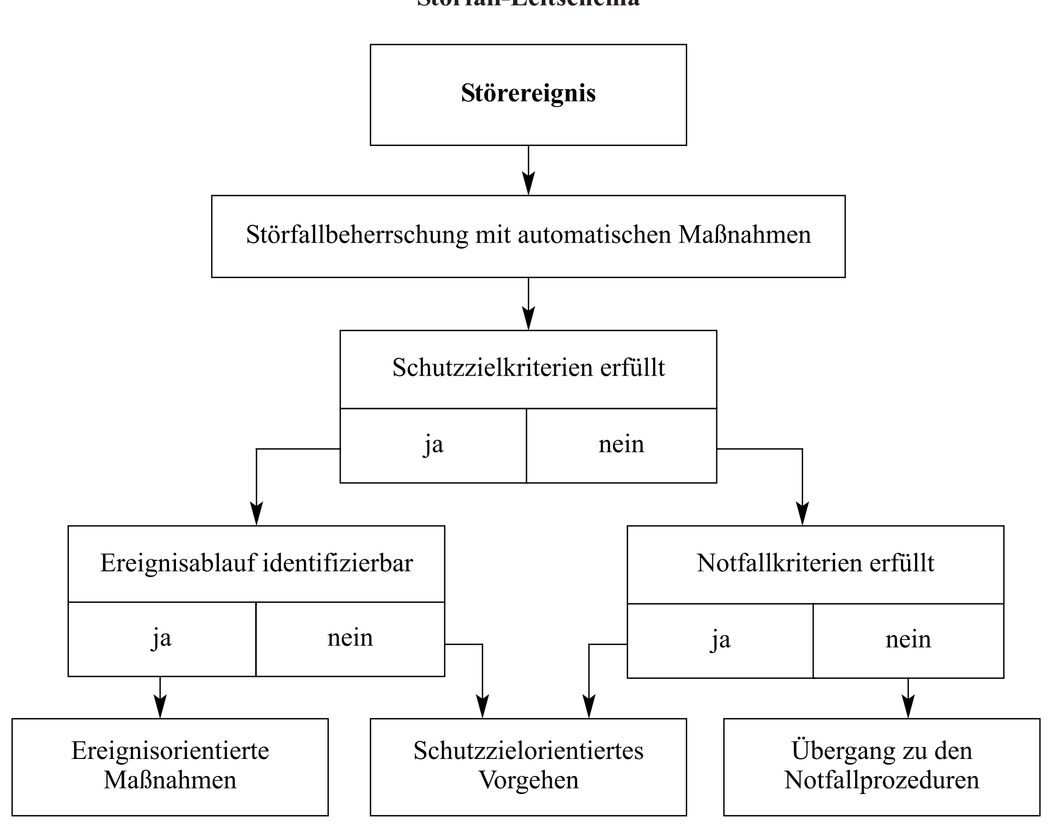
– Störfall-Leitschema,
– Kontrolle der Schutzzielkriterien,
– Störfallentscheidungsbaum,
– schutzzielorientierte Störfallbehandlung,
– ereignisorientierte Störfallbehandlung.

Bei Auftreten eines Störereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat, legt das Störfall-Leitschema (Abbildung 19.1) das Vorgehen des Schichtpersonals fest. Im ersten Schritt wird vom Schichtpersonal eine Kontrolle der Schutzzielkriterien durchgeführt, um festzustellen, ob die Schutzziele

– Kontrolle der Reaktivität (Unterkritikalität),
– Kühlung der Brennelemente (Kühlmittelinventar, Wärmetransport und Wärmesenke),
– Einschluss der radioaktiven Stoffe (insbesondere Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters)

Abbildung 19.1

Störfall-Leitschema



erreicht sind und damit die Aktivitätsabgabe an die Umgebung die Störfallplanungswerte nicht überschreitet. Wird festgestellt, dass ein Schutzzielkriterium verletzt ist, so wird versucht, mithilfe der schutzzielorientierten Prozeduren die Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen. Wird keine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt und ist das Ereignis einem Störfalltyp zuzuordnen, wird ereignisorientiert vorgegangen. Im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände werden durch das Personal ergänzend Notfallentscheidungsbäume und Notfallprozeduren herangezogen. Der Übergang von der Störfallbehandlung zu den Notfallprozeduren ist im Unterkapitel „Schutzzielorientiertes Vorgehen“ des Betriebshandbuches erläutert.

Unabhängig davon, nach welcher Vorgehensweise die Störfallbehandlung erfolgt, müssen die Schutzzielkriterien zyklisch überprüft und die Vorgehensweise gegebenenfalls angepasst werden.

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen worden sind, gehört eine Notfallorganisation mit einem Krisenstab, der von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab soll innerhalb einer Stunde arbeitsfähig sein. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Kooperationen mit externen Institutionen, wie dem Hersteller der Anlage und dem Kerntechnischen Hilfsdienst – einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen – sind vertraglich vereinbart. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind im Betriebshandbuch festgelegt, weitergehende technische Maßnahmen und Notfallprozeduren im Notfallhandbuch.

Schutzzielorientiertes Vorgehen

Das schutzzielorientierte Vorgehen orientiert sich am beobachteten Anlagenzustand (Symptom) und erfordert nicht die Identifizierung des eingetretenen Ereignisses. Im Betriebshandbuch sind jedem Schutzziel Anlagenparameter zugeordnet, anhand derer die Einhaltung der Schutzzielanforderungen geprüft werden muss. Jede schutzzielorientierte Prozedurbeschreibung ist gegliedert in:

– Definition,

– Liste der wichtigen Anlagenparameter,

– Liste der wichtigen Betriebs- und Grenzwerte,

– Wirksamkeitsbedingungen der zur Verfügung stehenden Maßnahmen,

– Beschreibung der Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzzielkriterien,

– Hinweise und zugehörige Diagramme.

Gelingt die Einhaltung der Schutzzielkriterien nicht, muss anhand weiterer festgelegter Kriterien der Übergang zu den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erfolgen, die im Notfallhandbuch behandelt werden (Kapitel 18 (1)).

Ereignisorientiertes Vorgehen

Ereignisorientiert wird vorgegangen, wenn kein Schutzziel gefährdet ist und das Ereignis eindeutig einem Störfalltyp (z. B. Kühlmittelverluststörfall, Störung der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust, Einwirkungen von außen) zugeordnet werden kann. Dabei wird die Anlage anhand vorgegebener detaillierter Schrittprogramme in einen langfristig sicheren Zustand gebracht. Parallel hierzu wird regelmäßig überprüft, ob die Schutzzielkriterien weiterhin eingehalten werden. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, ist das ereignisorientierte Vorgehen abzubrechen und nach dem schutzzielorientierten Verfahren sind die betroffenen Anlagenparameter wieder in zulässige Bereiche zurückzuführen.

19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung

Die Qualifikation des Personals für die ingenieurtechnische und technische Unterstützung basiert auf dem bewährten Ausbildungssystem für technische Berufe in Deutschland und auf den in fast vier Jahrzehnten gesammelten deutschen Erfahrungen mit der Kernenergie im großtechnischen Einsatz. Den jeweiligen Tätigkeiten entsprechend liegen die Erfahrungen bei den mit Herstellung, Errichtung, Begutachtung und Genehmigung der Kernkraftwerke befassten Institutionen, bei den Betreibern selber sowie bei den kerntechnischen Ausbildungs- und Forschungsinstituten vor.

Der Betreiber muss nach dem Atomgesetz [1A-3] u. a. den Nachweis erbringen, dass er über Personal mit dem erforderlichen Sachverstand verfügt. Dies wird mit den speziellen Fachkundenachweisen des Personals, die auch Simulatortraining enthalten, erbracht (Kapitel 11 (2)).

Der für den Anlagenbetrieb unmittelbar zuständige Fachbereich Produktion wird gemäß der in deutschen Kernkraftwerken vorhandenen Organisationsstruktur durch Service-Einheiten z. B. für Technik, Instandhaltung und Überwachung unterstützt. Diese Organisationseinheiten, deren Einbindung in die Organisationsstruktur von Anlage zu Anlage unterschiedlich sein kann, haben klar definierte Aufgaben und halten zu deren Erfüllung das erforderliche Spezialwissen bereit:

– Technik

  Erhaltung und Optimierung der Funktionsfähigkeit und Betriebssicherheit der maschinen- und elektrotechnischen Komponenten und Systeme (ingenieurtechnisches Spezialwissen über die eingesetzten Komponenten und Systeme).

– Instandhaltung

  Planung, Steuerung, Durchführung und Überwachung von Instandhaltungs-, Neubau- und Umbaumaßnahmen.

– Überwachung

  Bearbeitung und Lösung aller auftretenden Fachfragen auf den Gebieten Physik, Chemie, Strahlenschutz,

Umweltschutz, Brandschutz und Anlagensicherung, welche die Anlage oder deren Betrieb betreffen.

An allen Änderungsmaßnahmen wie auch an der Auswertung der Betriebserfahrungen und der meldepflichtigen Ereignisse wird der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte beteiligt (Kapitel 9).

Außerdem gibt es für übergeordnete Serviceleistungen je nach Betreiber noch Stabsabteilungen der Geschäftsleitung oder Planungs- und Ingenieurabteilungen der Hauptverwaltungen. Für spezielle Fragestellungen, die über den Anlagenbetrieb hinausgehen, stehen dem Betreiber zusätzlich die Anlagen- und Komponentenhersteller sowie die wissenschaftlich-technischen Einrichtungen wie Universitäten, Institute und Forschungseinrichtungen zur Verfügung.

Der Umfang externer Serviceleistungen ist in Deutschland je nach Unternehmensstrategie der Betreiber unterschiedlich. Insbesondere bei Anlagenrevisionen, größeren Änderungs- oder Instandhaltungsmaßnahmen, aber auch bei größeren Planungsarbeiten und bei der Erstellung und Pflege der Anlagendokumentation wird in hohem Umfang externes Personal eingesetzt. Fremdfirmen sind z. B. eingesetzt bei der Berechnung der Kernbeladung, der Notstromdiesel-, Armaturen- oder Pumpenrevision, bei den zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen, der Überprüfung der Dampferzeuger, aber auch bei der Erstellung und Pflege der Genehmigungsdokumentation, der Betriebs-, Prüf- und Qualitätshandbücher. Das Eigenpersonal der Betreiber leitet in allen Fällen den Einsatz des Fremdpersonals und führt die Qualitätssicherung durch. Es trägt die Verantwortung für die fachliche Überwachung aller Arbeiten insbesondere hinsichtlich der Gewährleistung der Sicherheit der Anlage. Durch diese Aufgaben ist der Mindestumfang des Eigenpersonals des Betreibers bestimmt. Um die Qualität der Arbeitsergebnisse der Fremdfirmen zu sichern, werden von allen Betreibern grundsätzlich neben den Herstellern der Kernkraftwerke nur Firmen herangezogen, die sich im Laufe der Jahre bewährt und als erfahren erwiesen haben und mit qualifiziertem Personal ausgestattet sind. Um Terminüberschneidungen für die auf bestimmte Revisionsarbeiten (z. B. an Hauptkühlmittelpumpen oder Sicherheitsventilen) spezialisierten Firmen zu vermeiden, werden die Revisionstermine im nationalen Rahmen unter den Betreibern abgestimmt.

19 (vi) Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren

Eine Meldepflicht für Unfälle und sonstige Schadensfälle an die zuständige Aufsichtsbehörde wurde bereits mit der ursprünglichen Fassung des Atomgesetzes von 1959 [1A-3] festgelegt. 1975 wurde ein zentrales Meldesystem auf Beschluss des Länderausschusses für Atomkernenergie eingeführt, nach dem die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland verpflichtet sind, meldepflichtige Ereignisse nach bundeseinheitlichen Meldekriterien an die Aufsichtsbehörden zu melden. Mit der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung von 1992 [1A-17] wurde die Verpflichtung der Betreiber kerntechnischer Einrichtungen – Kernkraftwerke, Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung und Anlagen des Brennstoffkreislaufes – zur Meldung von Unfällen, Störfällen oder sonstigen für die kerntechnische Sicherheit bedeutsamen Ereignissen (meldepflichtige Ereignisse) an die zuständigen Aufsichtsbehörden auf Verordnungsebene festgelegt.

Das behördliche Meldeverfahren ist ein Element der atomrechtlichen Aufsicht. Auf der Basis der Meldungen kann die Aufsichtsbehörde frühzeitig etwaige Mängel erkennen. Die Meldungen und die daraus resultierenden Erkenntnisse werden in einem bundesweiten Informationssystem verbreitet und unterstützen damit vorbeugende Maßnahmen gegen das Auftreten ähnlicher Fehler in anderen Anlagen.

Meldepflichtige Ereignisse werden nach einer ersten ingenieurtechnischen Einschätzung unterschiedlichen Meldekategorien zugeordnet. Diese Kategorien berücksichtigen insbesondere den Gesichtspunkt, dass die Behörde unabhängig von der tatsächlichen Bedeutung eines Ereignisses vorsorgliche Maßnahmen treffen können muss.

Kategorie S (Sofortmeldung – Meldefrist: unverzüglich)

Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die auf akute sicherheitstechnische Mängel hinweisen.

Kategorie E (Eilmeldung – Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden)

Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potenziell – aber nicht unmittelbar – signifikante Ereignisse.

Kategorie N (Normalmeldung – Meldefrist: innerhalb von fünf Tagen)

Der Kategorie N sind Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung zuzuordnen. Sie gehen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse bei vorschriftsmäßigem Anlagenzustand und -betrieb hinaus. Sie werden ausgewertet, um mögliche Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.

Kategorie V (Vor Kernbeladung – Meldefrist: innerhalb von zehn Tagen)

Der Kategorie V sind solche Ereignisse während der Errichtung und Inbetriebnahme

eines Kernkraftwerkes zuzuordnen, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Die Erfassung und Klassifizierung meldepflichtiger Ereignisse erfolgt auf Meldeformularen mithilfe von ca. 80 Meldekriterien. Diese Meldekriterien sind Bestandteil der atomrechtlichen Meldeverordnung und untergliedern sich in einen radiologischen Teil, der für alle kerntechnischen Einrichtungen gemeinsam ist, und in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren sowie für die Anlagen des Brennstoffkreislaufes.

Der Betreiber eines Kernkraftwerks meldet ein Ereignis an die zuständige Aufsichtsbehörde des Bundeslandes, wenn es entsprechend den Meldekriterien meldepflichtig ist. Der Betreiber trägt die Verantwortung für die fristgemäße, zutreffende und vollständige Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses. Die Aufsichtsbehörde ihrerseits meldet das Ereignis nach einer ersten Prüfung des Sachverhaltes an das Bundesumweltministerium – zuständig für die Bundesaufsicht – und parallel dazu an die zentrale Erfassungsstelle, das Bundesamt für Strahlenschutz, und an den für das Bundesumweltministerium tätigen Gutachter, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit. Können innerhalb der Frist für die schriftliche Meldung mittels Meldeformular nicht alle erforderlichen Angaben gemacht werden, ist die Meldung als vorläufig zu kennzeichnen. Der Aufsichtsbehörde ist eine vervollständigte Meldung (endgültige Meldung) vorzulegen, sobald die fehlenden Daten bekannt sind.

Der Inhalt der schriftlichen Meldung des Ereignisses wird durch das Meldeformular geregelt. Dabei werden schnelle Informationen über die radiologische Lage, ein Überblick über die sicherheitstechnische Bedeutung und weitere Detailinformationen für auswertende Stellen berücksichtigt. Weiterhin wird durch die einheitliche Form der schriftlichen Meldung die Vergleichbarkeit der einzelnen Meldungen und die Datenbankspeicherung der Informationen vereinfacht. Inhaltlich untergliedert sich das Meldeformular in vier Teile:

– allgemeine Angaben zur Anlage und zum Ereignis,
– Angaben zu radiologischen Auswirkungen,
– beschreibender Teil in Textform mit Untergliederungen und
– Schlüsselkatalog mit Kennziffern zum Ereignis und zu den betroffenen Komponenten.

Unabhängig vom behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung erfolgt darüber hinaus die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der Kernkraftwerke nach der siebenstufigen INES-Bewertungsskala der IAEA (Kapitel 19 (vii)). Anhand dieser Bewertungsskala wird der Öffentlichkeit Auskunft darüber gegeben, welche Bedeutung ein meldepflichtiges Ereignis für die Sicherheit der Anlage und die Umgebung hatte und inwieweit radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung und Umgebung auftraten oder auftreten könnten.

19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen

In Deutschland wurde bereits in den Anfangsjahren der Kernenergie ein System zur Sammlung und Nutzung der Betriebserfahrungen aus kerntechnischen Einrichtungen eingeführt. Dieses System wurde über mehr als 25 Jahre weiterentwickelt. Der dadurch erzielte Erfahrungsrückfluss hat maßgeblich zur Fortentwicklung der Sicherheit der kerntechnischen Einrichtungen beigetragen.

Die Betriebserfahrung wird von der Industrie und von den Behörden auf mehreren Ebenen ausgewertet, und zwar vom Betreiber der betroffenen Anlage und von den Betreibern anderer Anlagen, auf Landesebene von den atomrechtlichen Landesbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen sowie auf Bundesebene vom BfS und der GRS (im Auftrag des BMU). Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes Ereignis detailliert ausgewertet wird und ist die Grundlage dafür, dass die erforderlichen Abhilfemaßnahmen getroffen werden.

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber

Die wichtigste Quelle des Erfahrungsrückflusses sind Mängel und Störungen, die in den Kernkraftwerken auftreten. Dabei handelt es sich zum Teil um meldepflichtige Ereignisse, überwiegend aber um Ereignisse, die unterhalb der Meldeschwelle liegen. Aus den Sicherheitskriterien [3-1] ist abzuleiten, dass die Betreiber auch Ereignisse unterhalb der Meldeschwelle erfassen, auswerten und gegebenenfalls entsprechende Maßnahmen ergreifen müssen. Diese Forderung ist in den einzelnen Betriebshandbüchern verankert. Alle Mängel und Störungen werden erfasst und dokumentiert. Dies erfolgt inzwischen überwiegend mit dem rechnergestützten integrierten Betriebsführungssystem. In täglichen Besprechungen werden die aufgetretenen Mängel und Störungen diskutiert, bewertet und die gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen festgelegt. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und aller Instandhaltungsmaßnahmen sowie wichtige Messergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozessparametern geben können, werden ebenfalls erfasst und dokumentiert, so dass z. B. für jede Komponente ein Lebenslauf erstellt werden kann. Diese Daten bilden die Grundlage für gezielte Auswertungen zu einzelnen Komponenten wie auch für generische Auswertungen, Trendanalysen oder die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenndaten für anlagenspezifische probabilistische Untersuchungen.

Die Betriebserfahrung wird von den Betreibern auch systematisch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet (Kapitel 12 (i)).

Die anlagenübergreifende Nutzung des Erfahrungsrückflusses basiert im Wesentlichen auf den meldepflichtigen Ereignissen. Parallel zur Meldung an die zuständige Behörde informieren die Betreiber die Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber. Diese sammelt die Meldungen auf Seiten der Betreiber unabhängig vom behördlichen

Weg und verteilt sie an ihre Mitglieder. Die Hersteller sind sowohl über den behördlichen Informationsaustausch als auch über die Betreiber in den Erfahrungsaustausch eingebunden.

Die Betreiber sind verpflichtet, neben den Ereignissen aus der eigenen Anlage auch die meldepflichtigen Ereignisse aus anderen Anlagen auszuwerten und hinsichtlich von Schlussfolgerungen für die eigene Anlage zu prüfen.

Ergänzend zu dem durch das Meldeverfahren vorgegebenen Erfahrungsaustausch erfolgt zwischen den Betreibern in mehreren dafür eingerichteten Arbeitskreisen eine regelmäßige und intensive Diskussion wichtiger Betriebserfahrungen. Neben den Erfahrungen aus Störungen und Mängeln werden hier auch Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen diskutiert. Weiterhin werden von den Betreiberorganisationen auch gemeinsame Untersuchungs- und Forschungsprogramme zu sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen und zur Optimierung des Kernkraftwerkbetriebes durchgeführt (Kapitel 11 (1)).

Neben dem Meldesystem für Ereignisse existieren weitere Informationssysteme. So sind z. B. einige Betreiber an herstellerspezifische Systeme zum Erfahrungsaustausch angeschlossen und eine Reihe Betreiber ausländischer Kernkraftwerke sind Mitglieder der Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber und damit des entsprechenden Erfahrungsaustausches.

Die Betreiber beteiligen sich auch am Meldesystem der WANO. Sie führen eine Trendverfolgung mithilfe der Indikatoren durch, die im Rahmen des Meldesystems der WANO vorgegeben sind.

In ihren Monats-, Revisions- und Jahresberichten an ihre Aufsichtsbehörde berichten die Betreiber über die getroffenen Schlussfolgerungen aus der Erfahrungsauswertung (Relevanz von Ereignissen) und über die durchgeführten Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen. Weiterhin erstellen die Betreiber jährliche Berichte zur Information der Reaktor-Sicherheitskommission.

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Behörden

Die zuständige Landesbehörde und ihre Sachverständigenorganisation analysieren ein meldepflichtiges Ereignis im Wesentlichen hinsichtlich der Schlussfolgerungen und der zu treffenden Abhilfemaßnahmen in der betroffenen Anlage. In einem weiteren Schritt prüft die Landesbehörde und ihre Sachverständigenorganisation aber auch die Bedeutung des Ereignisses für die übrigen Anlagen in ihrem Aufsichtsbereich.

Im Auftrag des BMU werden durch das BfS die Informationen über alle meldepflichtigen Ereignisse zentral erfasst und dokumentiert. Das BfS führt eine Erstbewertung der gemeldeten Ereignisse durch und informiert in vierteljährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachter, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie die Öffentlichkeit über die meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren. Eine Zusammenstellung der meldepflichtigen Ereignisse für die letzten zehn Jahre enthält die Tabelle 19.1, wobei auch die Einstufung nach den Meldekategorien und nach INES (s. u.) angegeben ist.

Die Abbildungen 19.2 und 19.3 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens – spontan oder Erkennung bei Prüfung bzw. Instandhaltung – sowie nach dem Betriebszustand der Anlage bei Erkennung des Ereignisses und den Auswirkungen auf den Betrieb. Nachgemeldete Ereignisse und in einigen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt. Die Abbildung 19.4 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten zehn Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

Tabelle 19.1

Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien

Jahr	Anzahl	Meldekategorien				INES-Stufen		
		S	E	N	V	0	1	≥ 2
1991	243	0	10	233	0	232	11	0
1992	224	0	3	221	0	216	8	0
1993	179	0	2	177	0	172	7	0
1994	161	1	1	159	0	158	3	0
1995	152	0	2	150	0	151	1	0
1996	137	0	2	135	0	131	6	0
1997	117	0	3	114	0	114	3	0
1998	136	0	4	132	0	132	3	1
1999	121	0	1	120	0	120	1	0
2000	94	0	2	92	0	91	3	0

Abbildung 19.2

Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens

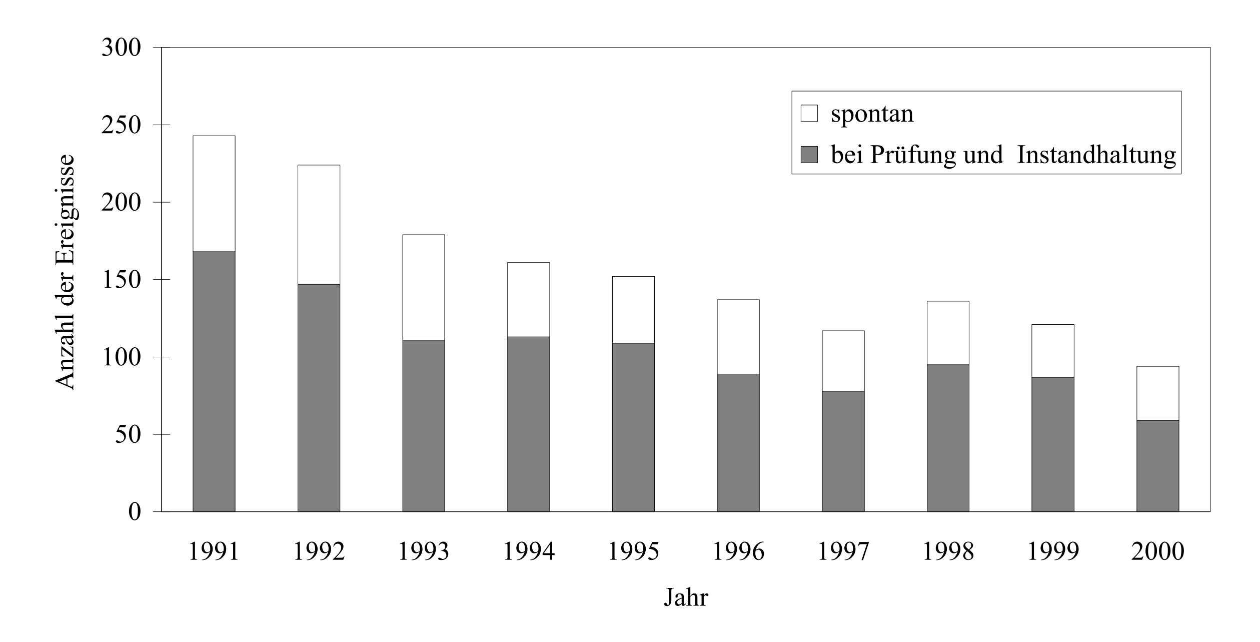
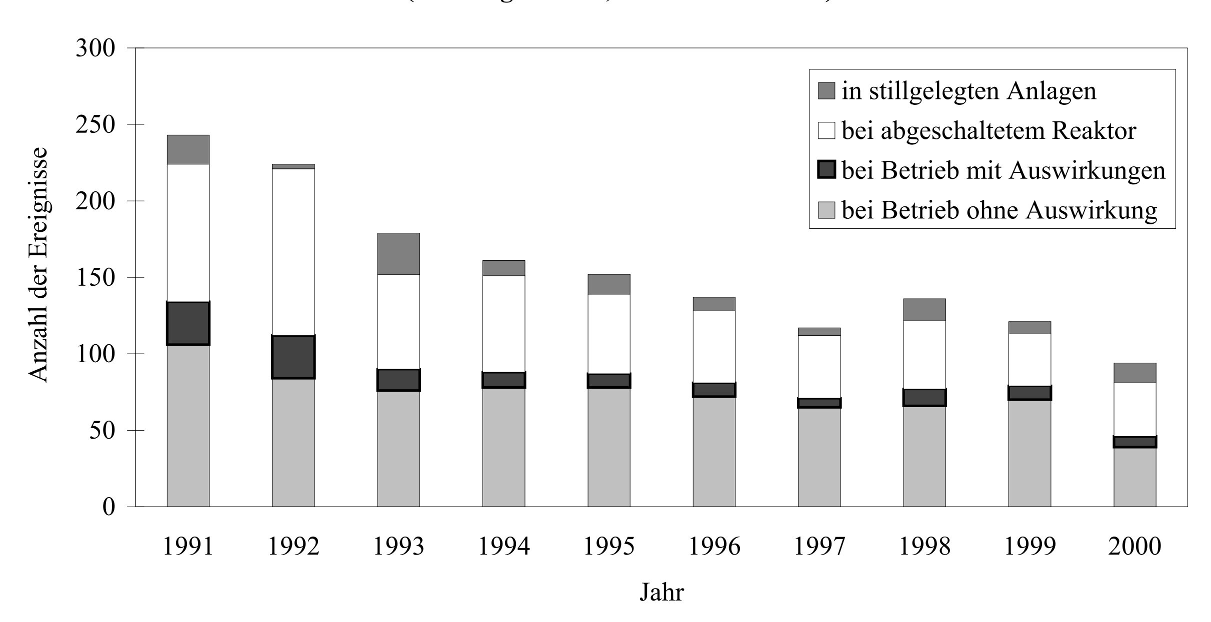


Abbildung 19.3

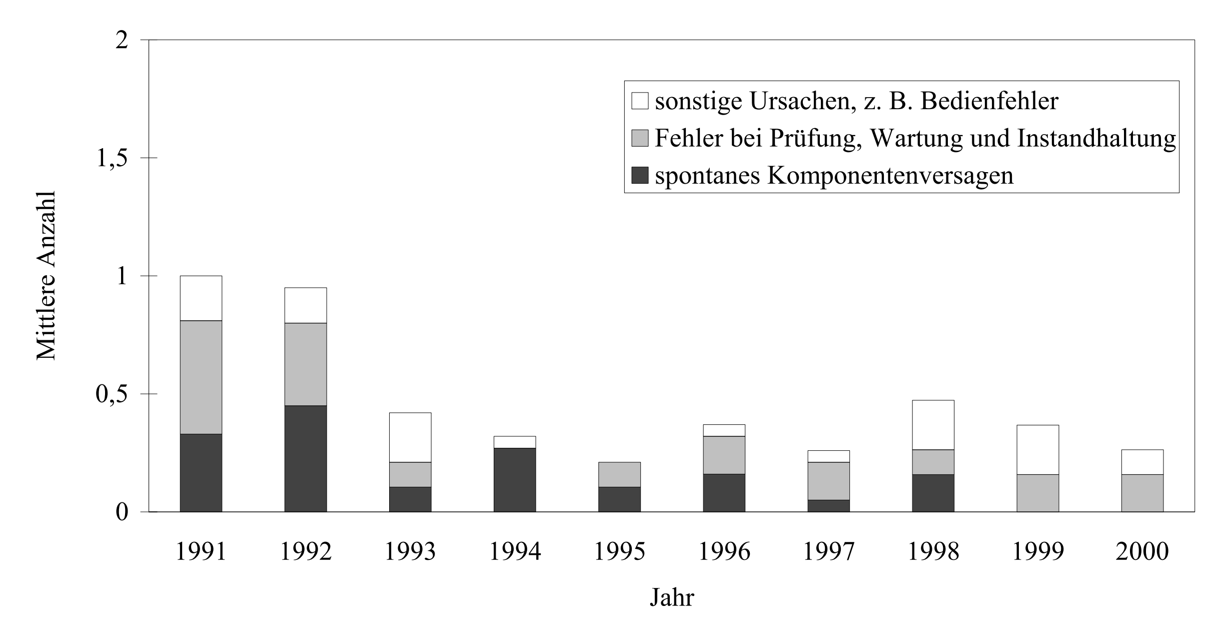
Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)



Neben der deutschen Betriebserfahrung ist die internationale Betriebserfahrung eine weitere wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses. Aus diesem Grund wird auch die internationale Betriebserfahrung in der Bundesrepublik intensiv genutzt. Wesentliche Quelle für Sicherheitserkenntnisse aus der internationalen Betriebserfahrung ist das IRS der IAEA/NEA. Die Bundesrepublik beteiligt sich aktiv an diesem Meldesystem. Die in diesem Rahmen gemeldeten Ereignisse werden von der GRS im Auftrag des BMU systematisch ausgewertet. In Quartalsberichten wird jedes Ereignis aus dem IRS kurz beschrieben und hinsichtlich seiner Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen kommentiert. Die Quartalsberichte werden zusammen mit den entsprechenden Berichten des IRS sowohl an die Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen als auch die Betreiber und sonstigen

Abbildung 19.4


Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr



zuständigen Institutionen gesandt. Darüber hinaus erstellt die GRS Jahresberichte, die die wichtigsten Ereignisse ausführlich darstellen und bewerten. Die Jahresberichte werden an den gleichen Verteilerkreis versandt. Die Betreiber prüfen diese Berichte im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf ihre Anlagen.

Zu Ereignissen aus deutschen und ausländischen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen der vertieften Untersuchungen als sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, erarbeitet die GRS Weiterleitungsnachrichten, die im Auftrag des Bundesumweltministeriums an die Aufsichtsbehörden, die Sachverständigenorganisationen, die Betreiber und andere zuständige Institutionen verschickt werden. Die Weiterleitungsnachrichten enthalten eine Beschreibung des Sachverhalts, die Ergebnisse der Ursachenanalyse, die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung, die vom Betreiber ergriffenen oder vorgesehenen Maßnahmen sowie Empfehlungen zu Überprüfungen und gegebenenfalls Ergreifung von Abhilfemaßnahmen in den anderen Anlagen. Die Betreiber sind durch Auflagen verpflichtet, zu jeder Weiterleitungsnachricht eine Stellungnahme für die jeweilige Aufsichtsbehörde zu erstellen, wobei insbesondere auf die Umsetzung der Empfehlungen einzugehen ist. Die Stellungnahmen werden von den zuständigen Sachverständigenorganisationen geprüft. Die GRS sammelt die Stellungnahmen und Bewertungen zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie jährlich in Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus.

Darüber hinaus führt die GRS generische Auswertungen der deutschen und internationalen Betriebserfahrungen durch. Darin werden sicherheitstechnische Probleme, die nicht einem einzelnen Ereignis, sondern einem Kollektiv von Ereignissen zuzuordnen sind, sowie übergreifende Fragen, die sich aus einem Ereignis stellen, vertieft untersucht. Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen der generischen Untersuchungen werden in Berichten dokumentiert, die bei anlagenübergreifender Bedeutung an den gleichen Verteiler wie die Weiterleitungsnachrichten verschickt werden. Die anlagenspezifische Prüfung und gegebenenfalls Umsetzung erfolgt dann wieder durch die Betreiber.

Zu den generischen Auswertungen zählen auch systematische Precursor-Analysen, die von der GRS für die meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Anlagen durchgeführt werden. Dies dient zum Auffinden von Schwachstellen mit probabilistischen Methoden sowie der Trendverfolgung des Sicherheitsstatus. Außerdem wird zur Zeit von der GRS eine Methode entwickelt, um in Anlehnung an die internationale Praxis eine Trendverfolgung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Parametern, die sich aus den meldepflichtigen Ereignissen ableiten lassen, vornehmen zu können.

Wie auf Seiten der Betreiber gibt es auch innerhalb der Behörden und der Sachverständigenorganisationen Arbeitskreise, in denen die anfallenden Betriebserfahrungen und die Schlussfolgerungen hinsichtlich der Sicherheit und anlagenübergreifenden Bedeutung regelmäßig diskutiert werden. Auch von der Reaktor-Sicherheitskommission werden die Berichte der Betreiber zum Anlagenbetrieb und zur Erfahrungsauswertung sowie die Weiterleitungsnachrichten und Auswertungen der GRS zu in- und ausländischen Ereignissen regelmäßig beraten.

19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente

Nach § 9a des Atomgesetzes [1A-3] hat der Erzeuger von radioaktiven Reststoffen dafür zu sorgen, dass diese schadlos verwertet oder als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden.

Erzeugung, Behandlung, Konditionierung, Freigabe und Beseitigung radioaktiver Abfälle

Alle Aktivitäten der Abfallbehandlung unterliegen der behördlichen Aufsicht, sie erfolgt durch die atomrechtlichen Behörden der jeweiligen Bundesländer. Für die beim Betrieb der Kernkraftwerke im Kontrollbereich anfallenden Abfälle erstellt der Betreiber ein Abfallkonzept, das der zuständigen Aufsichtsbehörde vorgelegt wird. Durch geeignete Betriebsführung und entsprechende Planungen für die Anlagenrevisionen durch die Betreiber wurde eine Minimierung des Aufkommens radioaktiver Abfälle erreicht. Die Betreiber der Kernkraftwerke führen die Behandlung, Konditionierung und Beseitigung radioaktiver Abfälle zum Teil mit Unterstützung anderer dafür spezialisierter Industrieunternehmen durch.

Die anfallenden radioaktiven Abfälle werden bereits zum Zeitpunkt ihres Entstehens nach Aktivität und Materialart sortiert. Dies geschieht zunächst mit dem Ziel, den größtmöglichen Anteil nach einer Freigabemessung und einer gegebenenfalls erforderlichen Dekontamination einer bedingungslosen oder bedingten Wiederverwertung zuzuführen. Falls die dafür vorgegebenen Grenzwerte nicht unterschritten werden können, wird angestrebt, mindestens die Freigabekriterien für die Entsorgung als konventionelle Abfälle zu erreichen.

Die Freigabewerte für radioaktive Stoffe mit geringfügiger Aktivität und das Freigabeverfahren sind in der neuen Strahlenschutzverordnung [1A-8] festgelegt. Die Strahlenschutzverordnung legt für etwa 300 Radionuklide massenspezifische Freigabewerte für feste und flüssige Stoffe, für die Freigabe von Gebäuden und Bodenflächen sowie für die Freigabe zur Beseitigung auf einer Hausmülldeponie oder in einer Verbrennungsanlage auf der Basis des 10 mSv-Konzeptes fest. Freigabe ist ein behördlicher Akt. Die erforderlichen Freimessungen werden vom Betreiber durchgeführt und unterliegen der Aufsicht durch die zuständige Landesbehörde, die auch Kontrollmessungen durchführt.

Die Vorbehandlung radioaktiver Abfälle dient der Volumenminimierung und der Umwandlung der Rohabfälle in handhabbare, endlagergerecht konditionierbare Zwischenprodukte. Alle radioaktiven Abfälle werden von ihrer Entstehung an sortiert und nach Art, Inhalt und Aktivität dokumentiert. Die Richtlinie zur Kontrolle nicht wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle [3-59] gibt hierfür die Sortierkriterien und die Erfordernisse für die Erfassung, Bestimmung der Aktivität und die Dokumentation vor. Die Abfallverursacher können dadurch jederzeit Auskunft geben über die Aktivität und den Verbleib aller radioaktiven Abfälle.

Die Verpackung, Vorbehandlung und Konditionierung der radioaktiven Abfälle wird mit qualifizierten Verfahren und soweit möglich und sinnvoll in den Kernkraftwerken selber vorgenommen. Dabei werden für die jeweils vorgesehene Behandlung und Konditionierung die Anforderungen für die spätere Endlagerung berücksichtigt. Einrichtungen zur Vorbehandlung (z. B. zum Konzentrieren, Sortieren, Pressen und Verpacken) sind in allen Kernkraftwerken vorhanden. Dementsprechend werden z. B. nicht brennbare flüssige Abfälle konzentriert sowie nicht brennbare feste Abfälle mit Hochdruckpressen kompaktiert. Die endlagergerechte Konditionierung erfolgt in vielen Fällen durch Vertragsunternehmen, die über mobile Einrichtungen (z. B. In-Fass-Trocknungsanlagen für flüssige Konzentrate, fernbediente Unterwasser-Zerlegeeinrichtungen für mittelaktive Abfälle) verfügen und hierzu mit diesen Einrichtungen in die Kernkraftwerke kommen. Die Verbrennung brennbarer Abfälle und die Konditionierung (Zementierung) der entstehenden Aschen wird von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebinde werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen, entweder dort gelagert oder zu zentralen (externen) Zwischenlagern gebracht.

Datenerfassung aller Abfälle (ohne Kernbrennstoffe) aus Kernkraftwerken

Das Bundesamt für Strahlenschutz führt jährlich eine Erhebung über die in Deutschland anfallenden radioaktiven Abfälle durch. Hierbei werden auch das Aufkommen und der Bestand an radioaktiven Abfällen aus den Kernkraftwerken ermittelt. Das BfS unterscheidet grundsätzlich zwischen wärmeentwickelnden und vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen. Die Daten für die Jahre 1996 bis 1999 enthält Tabelle 19.2.

Tabelle 19.2

Bestand radioaktiver Abfälle am 31. Dezember, 1996 bis 1999

	Abfallvolumen [m^3]							
	(nicht wärmeentwickelnd)				(wärmeentwickelnd)			
Jahr	1996	1997	1998	1999	1996	1997	1998	1999
unbehandelte Reststoffe und Zwischenprodukte	7 671	6 183	6 075	5 252	390	390	–	–
konditionierte Abfälle*)	5 926	5 325	4 540	4 865	1	1	1	6
im Jahr konditioniert*)	3 174	2 048	1 561	1 238	–	–	–	5

*) Angabe in m^3 Gebindevolumen

Lagerung abgebrannter Brennelemente

Die Lagerung der abgebrannten Brennelemente erfolgt zunächst in den Nasslagerbecken der Kernkraftwerke und soll später in den geplanten standortnahen Zwischenlagern (Tabelle 19.4) erfolgen.

Die Unterkritikalität und die Kühlung der Brennelemente in den Nasslagerbecken sowie der Schutz vor äußeren Einwirkungen ist sichergestellt. Gemäß Auflagen in den Genehmigungen muss stets – mit Ausnahme von Kernkraftwerk Stade – eine Kapazität in Höhe einer Kernladung freigehalten werden, um jederzeit die vollständige Entladung des Reaktorkerns zu ermöglichen. Die internen Lagerkapazitäten können grundsätzlich nicht kraftwerksübergreifend genutzt werden, Ausnahmen sind bei den Doppelblockanlagen Neckarwestheim und Philippsburg genehmigt. Beim Kernkraftwerk Obrigheim wurde 1998 der Betrieb eines bereits früher errichteten zusätzlichen Nasslagers im erdbebengeschützten Notstandsgebäude außerhalb des Reaktorgebäudes genehmigt. Die erste Einlagerung von Brennelementen fand hier 1999 statt.

Für die Jahre 1997 bis 2000 enthält die Tabelle 19.3 die genehmigten Lagerkapazitäten, den Bestand an abgebrannten und teilabgebrannten Brennelementen und die derzeit freien Lagerkapazitäten als Summe der Stückzahlen für alle betriebenen Kernkraftwerke (der Schwermetallgehalt pro Brennelement ist anlagenabhängig). Angegeben sind auch die in den Reaktorkernen genutzten Brennelemente.

Die abgebrannten Brennelemente können bis zur Inbetriebnahme der geplanten standortnahen Zwischenlager zum einen in zentrale Zwischenlager, die kraftwerksübergreifend genutzt werden, und zum anderen zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich und Großbritannien verbracht werden. Die Beladung der Transportbehälter erfolgt in den Lagerbecken. Die Behälter verlassen das Kernkraftwerk in Form von Nasstransporten (Großbritannien) oder Trockentransporten (Frankreich). Gemäß der am 11. Juni 2001 unterzeichneten Vereinbarung der Bundesregierung mit den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 sind Transporte zu Wiederaufarbeitungsanlagen ab dem 1. Juli 2005 nicht mehr vorgesehen.

Zur zukünftigen Minimierung von Transporten abgebrannter Brennelemente haben die Betreiber der Kernkraftwerke für alle 13 Standorte (außer Mülheim-Kärlich) in den Jahren 1998 bis 2000 die Errichtung von Standort-Zwischenlagern beantragt (Tabelle 19.4). Bei diesen Zwischenlagern handelt es sich um Trockenlager für abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern überwiegend vom Typ Castor. Die Kapazität dieser Lager ist so bemessen, dass alle anfallenden abgebrannten Brennelemente bis zur endgültigen Einstellung des Kraftwerksbetriebes aufgenommen und dort auch über die Stilllegung des Kernkraftwerks hinaus bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers gelagert werden können. Die Bundesregierung geht davon aus, dass diese Standort-Zwischenlager etwa fünf Jahre nach ihrer Beantragung betriebsbereit sein werden. Um kurzfristige Engpässe bei der Lagerung zu vermeiden, haben die Kernkraftwerke Biblis, Brunsbüttel, Krümmel, Neckarwestheim und Philippsburg zusätzlich vorübergehende Lagermöglichkeiten (Interimslager) mit einer Kapazität zwischen 12 und 28 Stellplätzen für Lagerbehälter beantragt. Zuständig für die Genehmigung aller Zwischenlager ist das Bundesamt für Strahlenschutz.

Entsorgung

Die rechtliche Grundlage der Entsorgung bildet das Atomgesetz, welches nach dem Willen der Bundesregierung geändert werden soll in Einklang mit der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizi-

Tabelle 19.3

Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen in den Nasslagern aller Kernkraftwerke am 31. Dezember, 1997 bis 2000

	1997		1998		1999		2000	
Lagerkapazität	Anzahl	[t SM]	Anzahl	[t SM]	Anzahl	[t SM]	Anzahl	[t SM]
genehmigte Gesamtkapazität	20 843	6 575	21 865	6 877	21 865	6 877	22 037	6 965
abgebrannte und teilabgebrannte Brennelemente[1]	6 442	2 289	7 382	2 582	8 410	2 931	9 614[2]	3 278
freie Kapazität[3]	5 982	1 840	6 288	1 909	5 570	1 606	4 898	1 382
Brennelemente im Reaktorkern[4]	6 473	1 898	6 473	1 898	6 473	1 898	6 473	1 900

[1] Teilabgebrannte Brennelemente können wieder eingesetzt werden.

[2] Zusätzlich sind insgesamt 126 Brennelemente in Transport- bzw. Transport/Lagerbehältern auf den Anlagengeländen bereitgestellt.

[3] Stellplätze für eine Kernentladung und betrieblich anderweitig genutzte Stellplätze nicht mitgerechnet.

[4] Die Brennelemente des Reaktorkerns von Mülheim-Kärlich befinden sich im Nasslagerbecken.

Tabelle 19.4

Beantragte standortnahe Zwischenlager

Kernkraftwerk	Art des Lagers	Antragsdatum	Masse SM [Mg]	Stellplätze
Biblis A und Biblis B auch für Mülheim-Kärlich	Standort-Zwischenlager Interimslager	23.12.1999 30.11.2000	1 600 300	135 28
Brokdorf	Standort-Zwischenlager	20.12.1999	1 200	100
Brunsbüttel	Standort-Zwischenlager Interimslager	30.11.1999 15.08.2000	1 500 140	150 18
Grafenrheinfeld	Standort-Zwischenlager	23.02.2000	1 050	88
Grohnde	Standort-Zwischenlager	20.12.1999	1 200	100
Gundremmingen B und Gundremmingen C	Standort-Zwischenlager	25.02.2000	2 500	216
Isar 1 und Isar 2	Standort-Zwischenlager	23.02.2000	1 800	152
Krümmel	Standort-Zwischenlager Interimslager	30.11.1999 15.08.2000	1 500 120	150 12
Emsland	Standort-Zwischenlager	22.12.1998	1 500	130
Neckarwestheim 1 und Neckarwestheim 2	Standort-Zwischenlager Interimslager	20.12.1999 20.12.1999	1 600 250	169 24
Philippsburg 1 und Philippsburg 2	Standort-Zwischenlager Interimslager	20.12.1999 20.12.1999	1 800 260	152 24
Stade	Standort-Zwischenlager	20.12.1999	300	80
Unterweser	Standort-Zwischenlager	20.12.1999	1 000	80

tätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000. Danach erfolgt die Entsorgung der Kernkraftwerke durch

– Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in zentralen (externen) Zwischenlagern und sobald möglich in den Standort-Zwischenlagern auf dem Kernkraftwerksgelände, und spätere direkte Endlagerung der Brennelemente,

– Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente bis längstens zum 1. Juli 2005 (Transport-Datum) und Verwertung der dabei zurückgewonnenen Kernbrennstoffe und geordnete Beseitigung der Abfälle,

– Konditionierung, Zwischenlagerung und spätere Endlagerung der radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung der Kernkraftwerke.

Für die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad soll Ende 2001 abgeschlossen werden. Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben sind für mindestens drei Jahre und höchstens zehn Jahre unterbrochen. Die Bundesregierung plant, dass ein zukünftiges Endlager für alle Arten radioaktiver Abfälle etwa im Jahre 2030 zur Verfügung stehen soll. Das BMU hat den Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte einberufen, der ein nachvollziehbares Verfahren für die Auswahl von geeigneten Endlagerstandorten auf der Basis fundierter Kriterien erarbeiten soll.

Bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers soll die betreiberseitige Vorsorge zur Entsorgung ab 1. Juli 2005 durch Nachweise zur Zwischenlagerung erfolgen.

Aktivitäten der Atomaufsicht des Bundes

Die Atomaufsicht des Bundes (BMU) sieht Handlungsbedarf, im sicherheitstechnischen sowie im regulatorischen Bereich, um das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke auch während deren Restlaufzeit zu erhalten und zu verbessern. Im Folgenden sind exemplarisch einige von der Atomaufsicht des Bundes vorgesehenen Maßnahmen dargestellt.

Sicherheitsmanagement

Das Sicherheitsmanagement umfasst alle in einer Organisation vorgesehenen Maßnahmen, um das Sicherheitsniveau, d. h. die Qualität aller für die Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten, und eine entsprechende Sicherheitskultur zu gewährleisten. Infolge der von den Kernkraftwerksbetreibern beabsichtigten und bereits begonnenen Einsparmaßnahmen im Personal- und Organisationsbereich besteht die Gefahr negativer Auswirkungen auf das vorhandene Sicherheitsniveau. Die Atomaufsicht des Bundes verfolgt diese Prozesse intensiv und bezieht neben der Überwachung der technischen Prozesse in zunehmendem Maße auch die Aspekte Mensch und Organisation in ihr Überwachungssystem ein. Hierzu lässt sie Anforderungsmaßstäbe und Bewertungsmethoden entwickeln, mit denen die sicherheitstechnischen Auswirkungen von Kostenreduzierungen auf das Sicherheitsmanagement erfasst, beurteilt und überwacht werden können. Die Atomaufsicht des Bundes wird veranlassen, dass dafür alle wesentlichen Betriebsabläufe in den einzelnen Kernkraftwerken systematisch und transparent erfasst werden.

Die Atomaufsicht des Bundes wird dabei wie folgt vorgehen:

– Durchführung einer Bestandsaufnahme zu organisatorischen und Personalfragen in den Kernkraftwerken mit dem Ziel, bundeseinheitliche Instrumentarien und Kriterien zur Bewertung der sicherheitstechnischen Wirksamkeit von Kernkraftwerksorganisationen zu erstellen. Die Anforderungen von INSAG-13 sind – angepasst an die Verhältnisse in Deutschland – zugrunde zu legen.

– Erstellung von Instrumentarien und Kriterien zur Bewertung des Einflusses von Organisationsänderungen auf die Sicherheit der Kernkraftwerke.

– Entwicklung von Indikatoren, mit denen die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements einer Kraftwerksorganisation zeitnah überwacht werden kann. Ausgangspunkt ist die detaillierte Erfassung der Qualität der betrieblichen Abläufe und Prozesse, mit denen die sicherheitsrelevanten Aufgaben und Abläufe abgewickelt werden. Damit soll zum einen die Fähigkeit zur Selbstkorrektur im Sinne einer hohen Sicherheitskultur gestärkt werden. Zum anderen soll ein Instrument für die Überwachung durch die Atomaufsicht bereitgestellt werden.

Im Ergebnis der Maßnahmen wird es besser als in der Vergangenheit möglich sein, ein alle genannten Aspekte umfassendes Sicherheitsmanagement effektiv beurteilen und rechtzeitig, d. h. im Vorfeld möglicher Beeinträchtigungen der Sicherheit aufsichtlich eingreifen zu können.

Abgleich internationale/deutsche Sicherheitsanforderungen

Das deutsche Regelwerk stammt aus den 80er-Jahren. Bislang ist das deutsche Regelwerk nicht im Gesamtzusammenhang auf Unterschiede zum internationalen Regelwerk geprüft worden. Die Atomaufsicht des Bundes hat deshalb ein Arbeitsprogramm aufgelegt, um einen solchen Regelvergleich durchzuführen und die Sicherheitsanforderungen zeitgerecht und im erforderlichem Umfang fortzuschreiben. Dies schließt auch einen Vergleich des deutschen untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks mit dem kerntechnischen Regelwerk der IAEA ein.

Kompetenzerhalt

Eine weitere Herausforderung ist die Gefahr eines Kompetenzverlustes im nuklearen Bereich. Die Atomaufsicht des Bundes unternimmt gemeinsam mit der Atomaufsicht der Länder Anstrengungen (z. B. Wissensmanagement, Nachwuchsförderung), um während der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke die erforderliche Kompetenz bei Betreibern, Sachverständigen und Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zu erhalten.

Alterungsmanagement

Die technische Alterung an maschinen, leit- und bautechnischen Komponenten, das Veralten der Anlagenkonzepte und das Altern in den Betriebsbereichen Anlagendokumentation, Betriebssoftware, personelle Alterung einschließlich der Organisationsstrukturen der Betreiber werden mit zunehmendem Anlagenalter für die Sicherheitsbewertung ein bedeutender Faktor.

Die Atomaufsicht des Bundes berät zurzeit über Maßnahmen, um alle – nicht nur die technischen – sicherheitsrelevanten Alterungsvorgänge innerhalb der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke zu berücksichtigen. Sie beabsichtigt, von den Betreibern für die einzelnen Kernkraftwerke jährlich einen entsprechenden Bericht vorlegen zu lassen.

Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)

Mit dem neuen Atomgesetz wird die Pflicht zu periodischen Sicherheitsüberprüfungen alle zehn Jahre verankert werden, zu der auch eine probabilistische Sicherheitsanalyse gehört. Diese soll entsprechend dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik auch die Stufe 2 umfassen. Die für Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 noch ausstehende Erprobung und Bewertung von Methoden für PSA bis zur Stufe 2 werden jetzt durchgeführt, sodass dann für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren in Deutschland erprobte PSA-Methoden bis zur Stufe 2 zur Verfügung stehen.

Sicherheitstechnische Einzelfragen

Auslegung gegen Erdbeben

Die Auslegung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile gegen Erdbeben erfolgte bei den älteren Kern-

kraftwerken mit vereinfachten Verfahren. Seitdem sind die Methoden zur Ermittlung der seismischen Lastannahmen erheblich weiter entwickelt worden. Zudem ist es inzwischen internationaler Stand, bei der Ermittlung des Bemessungserdbebens standortspezifische Bodenantwortspektren zu verwenden. Bei Neubewertung bestehender Standorte mit neueren Ansätzen haben sich relevante Bewertungsunterschiede der Sachverständigen ergeben (Kapitel 17 (iii)).

Die Atomaufsicht des Bundes lässt daher zurzeit eine Bestandsaufnahme der Erdbebenauslegung aller deutschen Kernkraftwerke durchführen und einen Bewertungsansatz mit einer einheitlichen Methodik zur Ermittlung der Bemessungsgrößen, insbesondere unter Verwendung von Strong-Motion-Daten, erarbeiten.

Schutz gegen Hochwasser

Die Atomaufsicht des Bundes hat das Überflutungsereignis im französischen Kernkraftwerk Blayais Ende 1999 sowie die Diskussionen bei der Überarbeitung der kerntechnischen Regel Hochwasserschutz zum Anlass genommen, die Auslegung gegen Hochwasser bei allen deutschen Kernkraftwerken zu überprüfen (Kapitel 17). Sie geht davon aus, dass Nachrüstungen erforderlich werden.

Rissbefunde in Schweißnähten von Rohrleitungen in den Kernkraftwerken – Zerstörungsfreie Prüfungen

Rissbefunde in Schweißnähten der Druckführenden Umschließung der Kernkraftwerke Stade (chlorinduzierte Spannungsrisskorrosion im Grundwerkstoff) und Biblis A (Rissbefunde in der Pufferungszone von Mischschweißnähten) haben der Atomaufsicht des Bundes Anlass zur Prüfung gegeben, ob vergleichbare Komponenten in anderen Anlagen ebenfalls betroffen sind. Es gilt sicherzustellen, dass diese Komponenten rissfrei sind und es nicht zu störfallmäßigen Leckagen oder Rohrbrüchen kommen kann. Die Atomaufsicht des Bundes lässt daher in allen deutschen Kernkraftwerken die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen an gewissen Schweißnähten nachbewerten und gegebenenfalls erneute Prüfungen dort vornehmen. Darüber hinaus werden die Prüfungen neu qualifiziert, sodass solche Risse zukünftig zuverlässig gefunden werden.

Stellkraftreserven sicherheitstechnisch wichtiger Absperrschieber

In den Kernkraftwerken gibt es eine Vielzahl unterschiedlicher Absperrschiebertypen mit unterschiedlichen Konstruktionsmerkmalen, Einsatzbedingungen und Anforderungen, die auch in Störfällen zuverlässig funktionieren müssen. Da eine Prüfung der Armaturen unter realistischen Störfallbedingungen (z. B. Bruch einer Frischdampfleitung) nicht möglich ist, erfolgte der Nachweis der Funktionsfähigkeit vor allem durch analytische Berechnungen. Die Aussagekraft der entsprechenden Berechnungen muss durch Versuche zu Teilaspekten abgestützt werden. Zur Absicherung dieser Berechnungsverfahren wurden auf Veranlassung der Atomaufsicht des Bundes Prüfungen dieser Armaturen unter Differenzdruckbedingungen mit zufriedenen stellendem Ergebnis durchgeführt. Für noch einige wenige Armaturentypen sind die in den Berechnungsverfahren angesetzten Sicherheitsfaktoren noch zu verifizieren. Die Atomaufsicht des Bundes lässt sich dazu die notwendigen Unterlagen vorlegen und durch die Reaktor-Sicherheitskommission bewerten.

Qualitätssicherung bei der Brennelementfertigung

Qualitätssicherungsprobleme bei der Fertigung von Brennelementen einer ausländischen Fertigungsanlage haben die Atomaufsicht des Bundes veranlasst, Maßnahmen zu fordern, die eine unabhängige Qualitätssicherung besser als bisher sicher stellen. Dazu sind Verschärfungen im Regelwerk, aber auch eine Verbesserung der Qualitätssicherungsdokumentationen bei den Herstellern/Betreibern und den im Behördenauftrag tätigen Sachverständigen durchzusetzen. Die Atomaufsicht des Bundes hat deshalb veranlasst, dass Regelwerksänderungen erarbeitet werden und dass die erforderliche Verbesserung der Qualitätssicherungsdokumentation vorgenommen wird.

Verhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus neuartigem Werkstoff

Bei einigen deutschen DWR-Anlagen sind Brennelemente mit neuartigen niobhaltigen Hüllrohren im Einsatz, die eine höhere betriebliche Korrosionsfestigkeit erwarten lassen. Die Atomaufsicht des Bundes veranlasst die umfassenden Prüfung der Störfallfestigkeit dieses neuen Werkstoffes. Dabei ist insbesondere das Verhalten bei hohem Abbrand zu berücksichtigen.

Hochabbrand von Brennelementen

Von den Betreibern der Kernkraftwerke wird geplant, die Zielabbrände für die Brennelemente weiter zu erhöhen. Die zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlichen konservativen Störfall- und Schadensumfanganalysen unter vollständiger Berücksichtigung der Hochabbrandeffekte liegen noch nicht vor. Die Atomaufsicht des Bundes wird u. a. experimentelle Untersuchungen zum Brennstoffverhalten sowohl unter Betriebs- als auch unter Störfallbedingungen veranlassen. Weiterhin werden die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens auf die Einbeziehung der zu erwartenden Hochabbrandeffekte geprüft.

ATWS-Ereignisse

Die Pläne der Betreiber der Kernkraftwerke, die Zielabbrände der Brennelemente zu erhöhen und den Einsatz von MOX-Brennelementen zu verstärken, hat die Atomaufsicht des Bundes zum Anlass genommen, die Sicherheitsreserven bei der Beherrschung von ATWS- Ereignissen zu überprüfen. Sie hat diesen Sachverhalt in der Reaktor-Sicherheitskommission beraten lassen. Aufgrund des Beratungsergebnisses verlangt die Atomaufsicht des Bundes, dass die Störfallbeherrschung im Kurzzeitbereich durch ein inhärent sicheres Verhalten des Reaktorkerns auch ohne Inanspruchnahme von aktiv angesteuerten Maßnahmen, d. h. ohne Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen gewährleistet ist.

Deborierung – Einhaltung einer ausreichenden Borkonzentration nach Kühlmittelverluststörfall (kleines Leck) und unterstellten Teilausfällen im Sicherheitssystem

Zu sicherheitstechnisch bedeutsamen Fragestellungen, die die Beherrschbarkeit von bestimmten Auslegungs-Leckstörfällen betreffen, liegen neue Erkenntnisse vor. Neuere thermohydraulische Berechnungen haben Hinweise dafür ergeben, dass bei dem betrachteten Leckereignis die erforderliche Borkonzentration möglicherweise nicht durchgängig gewährleistet ist und somit die Unterkritikalität nicht sicher erhalten bleibt. Die Atomaufsicht des Bundes lässt daher unter Heranziehung von experimentellen Ergebnissen, die entstehenden Durchmischungsvorgänge genauer bestimmen, um sie in den Sicherheitsanalysen neu zu berücksichtigen. Dazu wurden die Länder zu entsprechenden Stellungnahmen für die einzelnen Anlagen aufgefordert. Ein begleitendes Vorhaben durch den Gutachter der Atomaufsicht des Bundes wurde in Auftrag gegeben.

Digitale Leittechnik

In den kommenden Jahren wird eine Um- und Nachrüstung von Sicherheitsleittechnik auch in deutschen Kernkraftwerken auf der Basis rechnergestützter (softwarebasierter) Systeme erwartet und von den Betreibern der Anlagen beantragt werden, da analog aufgebaute, festverdrahtete Systeme nicht mehr hergestellt und Ersatzteile in zunehmendem Maße nicht mehr verfügbar sein werden. Anforderungen an rechnergestützte Systeme mit Sicherheitsrelevanz existieren lediglich in allgemeiner Form in den Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission. Für die praktische Prüfung und Bewertung im atomrechtlichen Verfahren reichen sie nicht aus. Zur Aufstellung der erforderlichen detaillierten Anforderungen wird sich die Atomaufsicht des Bundes stärker als bisher an der internationalen Normenerstellung beteiligen und die Übertragbarkeit und Vereinbarkeit mit den sicherheitstechnischen Anforderungen in Deutschland sicherstellen. Dies gilt insbesondere für die Regulierung des Einsatzes vorgefertigter Hard- und Software in Systemen der höchsten Sicherheitskategorie.

Abbau von Wasserstoff bei Kernschmelzunfällen

Derzeit werden in allen deutschen Druckwasserreaktoren katalytische Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter implementiert. Aufgrund von Zweifeln an der Tragfähigkeit des Referenzkonzeptes (Auslegung und Anordnung der Rekombinatoren in der Referenzanlage) hat die Atomaufsicht des Bundes eine Überprüfung der zugrunde liegenden Auslegungsrechnungen veranlasst. Zugleich wird die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf andere Anlagen überprüft.

Verstopfung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum

Neue Erkenntnisse aus US-amerikanischen Versuchen geben der Atomaufsicht des Bundes dazu Anlass, die aufgrund des Ereignisses im schwedischen Kernkraftwerk Barsebäck in deutschen Kernkraftwerken veranlassten Maßnahmen zu überprüfen. Diese Maßnahmen sollen sicherstellen, dass bei schweren Kühlmittelverlust-Störfällen, bei denen die Kernkühlung durch Wasser aus dem Sumpfraum des Reaktors erfolgen muss, die Wasseransaugung nicht durch störfallbedingte Bruchstücke von Rohrleitungsisoliermaterial beeinträchtigt wird. Auf der Grundlage der neuen Überprüfung wird sichergestellt, dass die notwendigen Konservativitäten der Sicherheitsnachweise auch bei ungünstigen Modellannahmen vorhanden sind.

Anhang 1 Kernkraftwerke in Betrieb und außer Betrieb

Anhang 1.1 Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto-leistung MWe	Gene-ration/ Baulinie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
1	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Obrigheim GmbH b) Siemens c) Energie Baden-Württemberg AG 63 %	DWR 357	1.	a) 16.07.1964 b) 22.09.1968
2	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Stade GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 66 2/3 %	DWR 672	1.	a) 28.07.1967 b) 08.01.1972
3	Biblis A (KWB A) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU c) RWE Power 100 %	DWR 1225	2.	a) 11.06.1969 b) 16.07.1974
4	Biblis B (KWB B) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU b) RWE Power 100 %	DWR 1300	2.	a) 03.05.1971 b) 25.03.1976
5	Neckarwestheim 1 (GKN 1) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH b) KWU c) Neckarwerke 70 %	DWR 840	2.	a) 02.04.1971 b) 26.05.1976
6	Brunsbüttel (KKB) Brunsbüttel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH b) AEG/KWU c) HEW 66 2/3 %	SWR 806	69	a) 10.11.1969 b) 23.06.1976
7	Isar 1 (KKI 1) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 100 %	SWR 912	69	a) 25.06.1971 b) 20.11.1977
8	Unterweser (KKU) Esenshamm Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 100 %	DWR 1410	2.	a) 07.04.1971 b) 16.09.1978
9	Philippsburg 1 (KKP 1) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kraftwerke GmbH b) KWU c) Energie Baden-Württemberg AG 100 %	SWR 926	69	a) 20.02.1970 b) 09.03.1979

noch **Anhang 1.1**

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto-leistung MWe	Gene-ration/ Bau-linie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
10	Grafenrheinfeld (KKG) Grafenrheinfeld Bayern	a) E.ON Kernkraft GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 100 %	DWR 1345	3.	a) 07.06.1973 b) 09.12.1981
11	Krümmel (KKK) Krümmel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Krümmel GmbH b) KWU c) HEW 50 % E.ON Kernkraft GmbH 50 %	SWR 1316	69	a) 18.02.1972 b) 14.09.1983
12	Gundremmingen B (KRB B) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH b) KWU c) RWE Power 75 %	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 09.03.1984
13	Grohnde (KWG) Grohnde Niedersachsen	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 50 % Gemeinschaftskraftwerk Weser 50 %	DWR 1430	3.	a) 03.12.1973 b) 01.09.1984
14	Gundremmingen C (KRB C) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH b) KWU c) RWE Power 75 %	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 26.10.1984
15	Philippsburg 2 (KKP 2) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW GmbH b) KWU c) Energie Baden-Württemberg AG 100 %	DWR 1458	3.	a) 24.06.1975 b) 13.12.1984
16	Brokdorf (KBR) Brokdorf Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brokdorf GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 80 %	DWR 1440	3.	a) 12.03.1974 b) 08.10.1986
17	Isar 2 (KKI 2) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft GmbH b) KWU c) E.ON Kernkraft GmbH 75 %	DWR 1475	4. Konvoi	a) 13.02.1979 b) 15.01.1988
18	Emsland (KKE) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH b) KWU c) RWE Power 87,5 %	DWR 1400	4. Konvoi	a) 28.11.1980 b) 14.04.1988

noch **Anhang 1.1**

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto-leistung MWe	Gene-ration/ Bau-linie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
19	Neckarwestheim 2 (GKN 2) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH b) KWU c) Neckarwerke 70 %	DWR 1365	4. Konvoi	a) 27.11.1980 b) 29.12.1988
	Abgeschaltet und Stilllegung beantragt				
	Mülheim-Kärlich (KMK) Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz	a) RWE Energie AG b) BBR c) RWE Energie AG 100 %	DWR 1302	4.	a) 22.12.1972 b) 01.03.1986
	(Die Anlage ist seit dem 9. September 1988 außer Betrieb und der Betreiber hat am 12. Juni 2001 einen Antrag auf Stilllegung und Rückbau gestellt.)				

Anhang 1.2 Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	Versuchsatomkraftwerk (VAK) Kahl Bayern	a) Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH b) AEG/General Electric	SWR 16	a) 13.11.1960 b) 25.11.1985
2	Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU	Druckschwer-wasserreaktor 57	a) 29.09.1965 b) 03.05.1984
3	Rheinsberg (KKR) Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin	DWR (WWER) 70	a) 06.05.1966 b) 12.11.1990
4	Gundremmingen A (KRB A) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH b) AEG/General Electric	SWR 250	a) 14.08.1966 b) 13.01.1977

noch **Anhang 1.2**

	Kernkraftwerke außer Betrieb Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
5	Atomversuchskraftwerk (AVR) Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH b) BBC/Krupp Reaktorbau GmbH (BBK)	HTR 15	a) 26.08.1966 b) 21.12.1988
6	Lingen (KWL) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen GmbH b) AEG/KWU	SWR 268	a) 31.01.1968 b) 05.01.1977
7	Heißdampfreaktor (HDR) Großwelzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampf- reaktor 25	a) 14.10.1969 b) 20.04.1971
8	Würgassen (KWW) Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) PreussenElektra b) AEG/KWU	SWR 670	a) 20.10.1971 b) 29.05.1995
9	Niederaichbach (KKN) Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe Kernkraftwerkbetriebs GmbH b) Siemens	Druckröhren- reaktor 100	a) 17.12.1972 b) 21.07.1974
10	Greifswald 1 (KGR 1) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1973 b) 18.12.1990
11	Greifswald 2 (KGR 2) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1974 b) 14.02.1990
12	Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerkbetriebs GmbH b) Interatom	SNR 21	a) 10.10.1977 b) 23.08.1991
13	Greifswald 3 (KGR 3) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 06.10.1977 b) 28.02.1990
14	Greifswald 4 (KGR 4) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 22.07.1979 b) 02.06.1990
15	Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300) Hamm-Uentrop Nordrhein-Westfalen	a) Hochtemperatur Kernkraftwerk GmbH b) BBC/HRB/NUKEM	HTR 308	a) 13.09.1983 b) 20.09.1988
16	Greifswald 5 (KGR 5) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 26.03.1989 b) 30.11.1989

noch **Anhang 1.2**

	Kernkraftwerke außer Betrieb Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
	Eingestellte Projekte			
17	Greifswald 6 (KGR 6) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
18	Greifswald 7 (KGR 7) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
19	Greifswald 8 (KGR 8) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
20	SNR 300 Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerks-gesellschaft mbH b) INTERATOM /BELGONUCLEAIRE / NERATOOM	SNR 327	a) b) Projekt eingestellt 20.03.1991
21	Stendal A Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	a) b) Projekt eingestellt
22	Stendal B Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	a) b) Projekt eingestellt

Anhang 2 Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, DWR und SWR

Ebene 3, Störfälle **DWR**

3-1 Transienten

– Reaktivitätsstörfall durch Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Gruppe beim Anfahren
– Ausfall der Hauptwärmesenke durch Nichtöffnen der Frischdampfumleiteinrichtung nach Turbinenschnellabschaltung
– Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
– Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)
– Leckagen von Frischdampfleitungen bis 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst 2F

(F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung)

3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust

Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:
– Leckquerschnitt < 120 cm^2 für
  – Offenstehen von Druckabsicherungseinrichtungen
  – Bruch von Anschlussleitungen
  – Leckagen an Rohrverzweigungen, Durchdringungen und Dichtungen
  – Leckagen durch Rissöffnungen
  – doppelendiger Bruch eines Dampferzeugerheizrohres
– Leckquerschnitt 0,1F der Hauptkühlmittelleitung bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst

3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse

– Kühlmittelverluste mit:
  – Leckquerschnitt 2F durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten Messleitung im Ringraum
  – Leckquerschnitt 2F eines Dampferzeugerheizrohres und Leck in der Frischdampfleitung nach der Absperrarmatur mit Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur,
  – Leckquerschnitt 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst
– Brennelement-Handhabungsfehler:
  Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes
  – Hilfsanlagen-Versagen:
  – Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage
  – Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung

3-4 Anlageninterne Einwirkungen

– Überflutung durch Leckagen von Rohrleitungen außerhalb der Kühlmittelumschließung bis zu 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst bis 2F
– Sonstige anlageninterne Überflutungen (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen)
– anlageninterne Brände
– Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z. B. Turbinenschaufelversagen)

3-5 Anlagenexterne Einwirkungen

– Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee)

Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle **DWR**

4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse

– ATWS
– standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)

noch **Anhang 2**

4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle)

– Ausfall der gesamten Dampferzeuger-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten
– Kühlmittelverlust mit kleinem Leckquerschnitt mit der Tendenz zum Anstieg des Kühlmitteldrucks über den Förderdruck der Hochdruck-Einspeisepumpen
– Doppelendiger Bruch eines Heizrohres in einem Dampferzeuger und Anstieg des Frischdampfdrucks mit der Tendenz zum Ansprechen des Frischdampf-Sicherheitsventils
– Ausfall der gesamten Drehstromversorgung, soweit nicht batterieversorgt, für eine Zeitdauer bis zu zwei Stunden
– globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck
– Anstieg der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Erreichen der Zündgrenze

Ebene 3, Störfälle **SWR**

3-1 Transienten

– Reaktivitätsstörfälle:
  – begrenzter Ausfall des wirksamsten Steuerstabs
  – unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben beim Anfahren
– Ausfall der Hauptwärmesenke durch Fehlschließen der Frischdampf-Durchdringungsarmaturen
– Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
– Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)

3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust

Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:
– Leckquerschnitt < 80 cm^2 für Leckagen durch Rissöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälterboden
– Leckquerschnitt < 0,1F von Rohrleitungen bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst
(F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung)

3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse

– Kühlmittelverluste mit:
  – Leckquerschnitt 2F durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten reaktorwasserführenden Messleitung im Reaktorgebäude
  – Leckquerschnitt 0,1F durch Bruch einer Nachkühlleitung im Reaktorgebäude bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, 1 F sonst unter Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur
  – Leckquerschnitt 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst
  – Leckquerschnitt 80 cm^2 für Leckagen durch Rissöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälterboden
– Brennelement-Handhabungsfehler:
  Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes
– Hilfsanlagen-Versagen:
  – Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage
  – Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung

3-4 Anlageninterne Einwirkungen

– Überflutung durch Leckagen von Rohrleitungen außerhalb der Kühlmittelumschließung bis zu 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst bis 2F
– Sonstige anlageninterne Überflutungen (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen)
– anlageninterne Brände
– Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z. B. Turbinenschaufelversagen)

noch **Anhang 2**

3-5 Anlagenexterne Einwirkungen – Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee)	
Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle	**SWR**
4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse – ATWS – standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)	
4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle) – Kühlmittelverlust mit nachfolgender Überspeisung einer Frischdampfleitung und der Möglichkeit von Kondensationsschlägen außerhalb des Durchdringungsabschlusses – Transienten mit der Tendenz des Abfallens des Reaktordruckbehälterfüllstandes bis Kernunterkante – Ausfall der gesamten Drehstromversorgung, soweit nicht batterieversorgt, für eine Zeitdauer bis zu zwei Stunden – globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck – Anstieg der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Erreichen der Zündgrenze	

Anhang 3 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR

noch **Anhang 3**

1. Druckführende Umschließung DWR

<table>
<tr><th>Auslegungsmerkmale</th><th>1. Generation</th><th>2. Generation</th><th>3. Generation</th><th>4. Generation</th></tr>
<tr><td>Anzahl der Loops:</td><td>2 oder 4</td><td>3 oder 4</td><td>4</td><td>4</td></tr>
<tr><td>Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:</td><td colspan="2">ja, mit kleineren Einschränkungen</td><td colspan="2">ja</td></tr>
<tr><td>Konstruktion:</td><td colspan="2"></td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td>– nahtlose Schmiederinge für Behälter</td><td colspan="2">Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite)</td><td colspan="2">Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter</td></tr>
<tr><td>– nahtlose Rohre</td><td colspan="2">Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen</td><td colspan="2">Hauptkühlmittelleitung</td></tr>
<tr><td>Werkstoffe:</td><td colspan="4"></td></tr>
<tr><td>– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung</td><td colspan="3">alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweite > 400 mm</td><td>wie 1.–3. Generation, aber optimierte Qualitäten</td></tr>
<tr><td>– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle</td><td colspan="4">alle Rohrleitungen mit Nennweite < 400 mm und Komponenteneinbauten</td></tr>
<tr><td>– korrosionsbeständiger Dampferzeuger-heizrohrwerkstoff (Incoloy 800)</td><td>ja (Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)</td><td colspan="3">ja</td></tr>
<tr><td>Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes:</td><td colspan="2">Nachqualifizierung</td><td>vor Inbetriebnahme</td><td>von Beginn der Planung</td></tr>
<tr><td>Verringerung der Neutronenversprödung:</td><td>Einsatz von Dummyelementen und besonderes Brennelementmanagement</td><td colspan="3">Vergrößerung der Reaktordruckbehälter-Durchmesser zur Verringerung der Neutronenfluenz</td></tr>
</table>

noch **Anhang 3**

1. Druckführende Umschließung SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
in den Reaktordruckbehälter integrierte Umwälzpumpen:	8 bis 10	8
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	ja, mit kleineren Einschränkungen	ja
Konstruktion:		
– nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	nein	ja
– nahtlose Rohre	ja, nach Rohrleitungsaustausch	ja
Werkstoffe:		
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen, z. T. umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruch-ausschlusskonzeptes	Nachqualifizierung z. T. durch Rohrleitungsaustausch	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung	besonderes Brennelementmanagement	

noch **Anhang 3**

2. Kernnotkühlung DWR

Auslegungsmerkmale	**1. Generation**	**2. Generation**	**3. Generation**	**4. Generation**
Zahl der Notkühlstränge/Kapazität	4 x mindestens 50 %			
Förderhöhe Hochdruckpumpen	ca. 110 bar			
Abfahren Sekundärseite bei kleinen Lecks	von Hand oder voll-automatisch	automatisches Teilabfahren oder vollautomatisch	vollautomatisch	
Anzahl der Flutbehälter	3 oder 5	4 teilweise als Doppelbehälter		
Förderhöhe Niederdruckpumpen	1 Anlage 8 bar 1 Anlage 18 bar	ca. 10 bar		
Druckspeicher (Einspeisedruck)	1 pro Loop (26 bar); 1 Anlage ohne Druckspeicher	1 oder 2 pro Loop (25 bar)	2 pro Loop (25 bar)	
Sumpfleitung vor der äußeren Absperrung	Einfachrohr (1 Anlage ohne Sumpfleitung)	Doppelrohr, teilweise mit Dichtheits-überwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven Notkühlsysteme	separates Gebäude, Reaktor-gebäude oder Ringraum	Ringraum		

noch **Anhang 3**

2. Kernnotkühlung SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Zahl der Stränge der Hochdruckeinspeisung (Kapazität)	1 Strang (Dampfturbine bis 10 bar FD-Druck ca. 300 kg/s)	3 Stränge (elektrisch angetriebene Pumpen, 3 x 70 kg/s)
Diversitäres Hochdruckeinspeisesystem	1 Strang (elektrisch angetriebene Pumpe, ca. 40 kg/s)	Nein
Druckentlastung	7 bis 11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 bis 6 motorbetätigte Entlastungsventile	11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 motorbetätigte Entlastungsventile
Mitteldruckeinspeisesystem	nein	1 Strang (elektrisch angetriebene Pumpe, 40 bar)
Zahl der Niederdruck-Notkühlstränge / Kapazität	4 x 50%	3 x 100%
Niederdrucksystem mit diversitärer Einspeisung	1 x 100% Kernflutsystem	Nein
Rückförderung aus Containmentsumpf	ja, über aktive Systeme	ja, über passives System mit 4 Überlaufrohren
Aufstellungsort Notkühlsysteme	in getrennten Räumen des Reaktorgebäudes	in getrennten Räumen des Reaktorgebäudes, Mitteldrucksystem in verbunkertem Gebäude

noch **Anhang 3**

3. Sicherheitsbehälter DWR

Auslegungsmerkmale	**1. Generation**	**2. Generation**	**3. Generation**	**4. Generation**
Typ	Kugelförmiger Stahlbehälter mit umgebender Betonumhüllung, Ringspalt und Unterdruckhaltung			
Auslegungsdruck (Überdruck)	1 Anlage 2,99 bar 1 Anlage 3,78 bar	4,71 bar	5.3 bar	5,3 bar
Auslegungstemperatur	1 Anlage 125°C 1 Anlage 135°C	135°C	145°C	145°C
Werkstoff Stahlhülle	BH36KA; HSB50S	FB70WS; FG47WS; BHW33	FG51WS; 15MnNi63; Aldur 50/65D	15MnNi63
Wandstärke Stahlhülle im ungestörten Kugelbereich	bis 25 mm	bis 29 mm	bis 38 mm	38 mm
Schleusen:				
Materialschleuse	Einfach-dichtungen oder Doppel-dichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
Personenschleuse	Einfach-dichtungen oder Doppel-dichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
Notschleuse	eine mit Einfach-dichtungen	eine mit Doppel-dichtungen und Absaugung	zwei mit Doppeldichtungen und Absaugung	
Durchdringungen:				
Frischdampfleitung	eine Abschlussarmatur außen			
Speisewasserleitung	eine Abschlussarmatur innen und außen			
Notkühl- und Hilfssysteme	eine Abschlussarmatur innen und außen mit einzelnen Ausnahmen			eine Abschluss-armatur innen und außen
Lüftungssysteme	eine Abschlussarmatur innen und außen			

noch **Anhang 3**

3. Sicherheitsbehälter SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Typ	kugelförmiger Stahlbehälter mit im Torus liegender Kondensationskammer	zylindrischer Spannbetonbehälter mit ringförmiger Kondensationskammer
Auslegungsdruck (Überdruck)	bis 3,5 bar	3,3 bar
Auslegungstemperatur	ca. 150°C	
Werkstoff Stahlhülle	WB25; Aldur50D, BHW25	TTSTE29
Wandstärke Stahlhülle außerhalb der Betonauflage	geometrie- und konstruktionsbedingt 18 mm bis 50 mm, 18 mm bis 65 mm, 20 mm bis 70 mm, 25 mm bis 70 mm	8 mm Stahlliner
Anzahl der Kondensationsrohre	je nach Anlage 58, 62, 76 oder 90	63
Eintauchtiefe der Kondensationsrohre	2,0 oder 2,8 m	4,0 m
Inertisierung der Kondensationskammer	ja	ja
Inertisierung der Druckkammer	ja	nein
Schleusen:	generell Doppeldichtung mit Absaugung	
Materialschleuse	keine	
Personenschleuse	zum Steuerstabantriebsraum, für Personen und Materialtransporte	
Notschleuse	eine, vom Steuerstabantriebsraum	eine, vom Steuerstabantriebsraum und eine oberhalb der Kondensationskammer
Durchdringungen:		
Frischdampfleitung/ Speisewasserleitung	eine Abschlussarmatur innen und außen	
Notkühl- und Hilfssysteme	Notkühlsystem im Bereich der Kondensationskammer und einige Kleinleitungen mit zwei äußeren Absperrungen, sonst eine Absperrung innen und außen	
Lüftungssysteme	zwei außen liegende Abschlussarmaturen	

noch **Anhang 3**

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz DWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Reaktorleistungsbegrenzung	1 Anlage ja, 1 Anlage nein	ja		
Steuerstabfahrbegrenzung	ja (Überwachung Abschaltreaktivität)			
Kühlmitteldruck-, Kühlmittelmassen-, Temperaturgradientenbegrenzung	Kühlmitteldruck	teilweise	ja	

4.2 Sicherheitsleittechik einschließlich Reaktorschutz

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Anregekriterien aus Störfallanalyse abgeleitet	im Wesentlichen ja	ja		
Unterschiedliche physikalische Anregekriterien für den Reaktorschutz	ja, oder höherwertige Redundanz	ja, oder diversitäre Anregekanäle		
Ausfallkombinationen	Zufallsausfall, systematischer Ausfall, Folgeausfälle, Ausfall wegen Instandhaltung			
Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems im Leistungsbetrieb	ja, mit weitgehender automatischer Selbstüberwachung (der Funktionsbereitschaft)			
Aktivierung von Sicherheitseinrichtungen	bis auf wenige Ausnahmen werden alle Aktionen automatisch ausgeführt, und Handmaßnahmen sind frühestens 30 Min. nach Störfalleintritt erforderlich.			

noch **Anhang 3**

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz SWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Reaktorleistungsbegrenzung fest	ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungsbegrenzung gleitend	ja, Steuerstabausfahrverriegelung Hochfahrsperre für Zwangsumwälzpumpen	
lokale Leistungsbegrenzung	ja Steuerstabausfahrverriegelung	ja, Steuerstabausfahrverriegelung und Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen

4.2 Sicherheitsleittechik einschließlich Reaktorschutz

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Anregekriterien aus Störfallanalyse abgeleitet	im Wesentlichen ja	ja
Unterschiedliche physikalische Anregekriterien für den Reaktorschutz	ja, oder höherwertige Redundanz	ja, oder diversitäre Anregekanäle
Ausfallkombinationen	Zufallsausfall, systematischer Ausfall, Folgeausfälle, Ausfall wegen Instandhaltung	
Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems im Leistungsbetrieb	ja, mit weitgehend automatischer Überwachung (der Funktionsbereitschaft)	
Aktivierung von Sicherheitseinrichtungen	bis auf wenige Ausnahmen werden alle Aktionen automatisch ausgeführt, und Handmaßnahmen sind frühestens 30 Min. nach Störfalleintritt erforderlich.	

noch **Anhang 3**

5. Elektrische Energieversorgung DWR

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Zahl der unabhängigen Netzanbindungen	mindestens 3			
Generatorschalter	ja			
Eigenbedarf bei Netzstörung	ja, Lastabwurf auf Eigenbedarf			
Notstromversorgung	2 Stränge mit insgesamt 3 Dieseln oder 4 Stränge mit je 1 Diesel	4 Stränge mit je 1 Diesel		
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 Stränge	1 bis 2 Stränge, Blockstützung bei einer Doppelblock-anlage	4 Stränge mit je 1 Diesel	
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	4 Stränge (bei 1 Anlage 2 x 4 Stränge)	3 x 4 Stränge	
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden			
Strangtrennung	vermaschte Notstrom-versorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	teilweise vermaschte Notstrom-versorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	

noch **Anhang 3**

5. Elektrische Energieversorgung SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Zahl der unabhängigen Netzanbindungen	mindestens 3 unabhängige Netzanbindungen	
Generatorschalter	ja	
Eigenbedarf bei Netzstörung	ja, Lastabwurf auf Eigenbedarf	
Notstromversorgung	3 bis 4 Stränge mit je 1 Diesel	5 Stränge mit je 1 Diesel
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 bis 3 Stränge mit je 1 Diesel	1 bis 3 Stränge mit je 1 Diesel
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	2 x 3 Stränge
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden	
Strangtrennung	teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze

noch **Anhang 3**

6. Schutz gegen äußere Einwirkungen DWR

Auslegungsmerkmale	**1. Generation**	**2. Generation**	**3. Generation**	**4. Generation**
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen			
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	keine Auslegung, nachträgliche Risiko-bewertung, separate Notstands-systeme	unterschiedliche Auslegung, separate Notstands-systeme	spezifische Auslegung gemäß Regelwerk (s. Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert	

6. Schutz gegen äußere Einwirkungen SWR

Auslegungsmerkmale	**Baulinie 69**	**Baulinie 72**
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen	
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	unterschiedliche spezifische Auslegung bis hin zum Stand Baulinie 72, separate oder in den Sicherheitssystemen integrierte Notstandssysteme	spezifische Auslegung gemäß Regelwerk (s. Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert

Anhang 4 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk

(Eine Auswahl betreffend Kernkraftwerke; Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen dem „Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“)

Gliederung

1 Rechtsvorschriften

1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht

1A-1 Gesetz zur Ergänzung des Grundgesetzes vom 23. Dezember 1959, betreffend §§ 74a Nr. 11, 87c (BGBl.I, S. 813)

1A-3 Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG) vom 23. Dezember 1959, Neufassung vom 15. Juli 1985 (BGBl.I, Nr. 41), zuletzt geändert durch Gesetz vom 5. März 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 11)

1A-4 Fortgeltendes Recht der Deutschen Demokratischen Republik aufgrund von Artikel 9 Abs. 2 in Verbindung mit Anlage II Kapitel XII Abschnitt III Nr. 2 und 3 des Einigungsvertrages vom 31. August 1990 in Verbindung mit Artikel 1 des Gesetzes zum Einigungsvertrag vom 23. September 1990 (BGBl. II, S. 885, 1226), soweit dabei radioaktive Stoffe, insbesondere Radonfolgeprodukte, anwesend sind:

- Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 und Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 (GBl.(DDR) I 1984, Nr. 30, berichtigt GBl. (DDR) I 1987, Nr. 18)
- Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei Verwendung darin abgelagerter Materialien vom 17. November 1990 (GBl. (DDR) I 1990, Nr. 34)

1A-5 Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (Strahlenschutzvorsorgegesetz – StrVG) vom 19. Dezember 1986 (BGBl. I, S. 2610), zuletzt geändert durch das Gesundheitseinrichtungen-Neuordnungsgesetz vom 24. Juni 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 39)

1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 13. Oktober 1976, Neufassung vom 30. Juni 1989 (BGBl.I, S. 1321), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr.38)

1A-10 Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung – AtVfV) vom 18. Februar 1977, Neufassung vom 3. Februar 1995 (BGBl. I 1995, Nr. 8), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr.38)

1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung – AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl. I 1977, S. 220), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

noch **Anhang 4**

1A-12 Kostenverordnung zum Atomgesetz (AtKostV) vom 17. Dezember 1981 (BGBl. I, S. 1457), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

1A-13 Verordnung über Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle (Endlagervorausleistungsverordnung – EndlagerVlV) vom 28. April 1982 (BGBl. I, S. 562), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

1A-17 Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldungen von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung – AtSMV) vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I 1992, Nr. 48), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

1A-18 Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung – AtAV) vom 27. Juli 1998 (BGBl. I 1998, Nr. 47), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

1A-19 Verordnung für die Überprüfung der Zuverlässigkeit zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe nach dem Atomgesetz (Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung – AtZüV) vom 1. Juli 1999 (BGBl. I 1999, Nr. 35), zuletzt geändert durch Verordnung für die Umsetzung der EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38)

1B Rechtsvorschriften, die im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen anzuwenden sind

1B-1 Strafgesetzbuch vom 15. Mai 1871 (RGBl. S. 127) in der Fassung der Bekanntmachung vom 10. März 1987 (BGBl. I 1987, S. 945+1160), zuletzt geändert (Kernenergie betreffend) durch Gesetz vom 26. Januar 1998 (BGBl. I 1998, Nr. 6)

1B-2 Bau- und Raumordnungsgesetz 1998 vom 18. August 1997 (BGBl. I 1997, Nr. 59)

1B-3 Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (Bundes-Immissionsschutzgesetz – BImSchG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 14. Mai 1990 (BGBl. I 1990, S. 880), zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 2000 (BGBl. I 2000, Nr. 61), mit diversen Verordnungen

1B-5 Gesetz zur Ordnung des Wasserhaushalts (Wasserhaushaltsgesetz) vom 27. Juli 1957, Neufassung vom 12. November 1996 (BGBl. I 1996, Nr. 58), zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 2000 (BGBl. I 2000, Nr. 61)

1B-6 Gesetz über Naturschutz und Landschaftspflege (Bundesnaturschutzgesetz) vom 12. März 1987 (BGBl. I 1987, S. 889)

1B-7 Gesetz über technische Arbeitsmittel (Gerätesicherheitsgesetz) vom 24. Juni 1968, Neufassung vom 23. Oktober 1992, (BGBl. I 1992, Nr. 49) zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 2000 (BGBl. I 2000, Nr. 61)

1B-8 Verordnung über Dampfkesselanlagen (Dampfkesselverordnung) vom 27. Februar 1980 (BGBl. I 1980, S. 173), zuletzt geändert am 22. Juni 1995 (BGBl. I 1995, S. 836)

1B-9 Verordnung über Druckbehälter, Druckgasbehälter und Füllanlagen (Druckbehälterverordnung) in der Neufassung vom 21. April 1989 (BGBl. I 1989, S. 843), zuletzt geändert durch Verordnung vom 23. Juni 1999 (BGBl. I 1999, Nr. 33)

1B-10 Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke (VBG 30) und Durchführungsanweisung zur Unfallverhütungsvorschrift vom 1. Januar 1987

1B-11 Gesetz über den Verkehr mit Lebensmitteln, Tabakerzeugnissen, kosmetischen Mitteln und sonstigen Bedarfsgegenständen (Lebensmittel- und Bedarfsgegenständegesetz) vom 15. August 1974 (BGBl. I 1975, S. 2652), Neufassung vom 9. September 1997 (BGBl. I 1997, Nr. 63), mit diversen Verordnungen

1B-12 Gesetz über Betriebsärzte, Sicherheitsingenieure und andere Fachkräfte für Arbeitssicherheit vom 12. Dezember 1973 (BGBl. I 1973, S. 1885), zuletzt geändert durch Gesetz vom 7. August 1996 (BGBl. I 1996, Nr. 43)

noch **Anhang 4**

1E Multilaterale Vereinbarungen über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz mit nationalen Ausführungsvorschriften

Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

1E-1 Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context (Espoo-Konvention) vom 25. Februar 1991, in Kraft, von Deutschland gezeichnet am 26. Februar 1991 (30 Vertragsparteien (7/00))

1E-2 Übereinkommen über den Zugang zu Informationen, die Öffentlichkeitsbeteiligung an Entscheidungsverfahren und den Zugang zu Gerichten in Umweltangelegenheiten (Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters (Aarhus-Konvention) vom 25. Juni 1998, noch nicht in Kraft, von Deutschland gezeichnet am 21. Dezember 1998
(9 Vertragsparteien, 40 Signatarstaaten (9/00))

1E-3 Übereinkommen Nr. 115 der Internationalen Arbeitsorganisation vom 22. Juni 1960 über den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen (Convention Concerning the Protection of Workers against Ionising Radiations, entry into force 17th June 1962)
Gesetz hierzu vom 23. Juli 1973 (BGBl. II 1973, Nr. 37),
in Kraft für Deutschland seit 26. September 1974 (BGBl. II 1973, Nr. 63)

1E-4 Ratsbeschluß der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) vom 18. Dezember 1962 über die Annahme von Grundnormen für den Strahlenschutz (OECD-Grundnormen) (Radiation Protection Norms) Gesetz hierzu vom 29. Juli 1964 (BGBl. II 1964, S. 857), in Kraft für Deutschland seit 3. Mai 1965, Neufassung vom 25. April 1968 (BGBl. II 1970, Nr. 20)

1E-5 Übereinkommen vom 26. Oktober 1979 über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (INFCIRC/274 Rev.1), entry into force 8th February 1987),
Gesetz hierzu vom 24. April 1990 (BGBl. II 1990, S. 326), zuletzt geändert durch das Strafrechtsänderungsgesetz vom 27. Juni 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 40),
in Kraft für Deutschland seit 6. Oktober 1991 (BGBl. II 1995, Nr. 11)
(68 Vertragsparteien (10/00))

1E-6 Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen vom 26. September 1986 und Übereinkommen über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen vom 26. September 1986, (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency (INFCIRC/336), Convention on Early Notification of a Nuclear Accident (INFCIRC/335), entry into force 27th October 1986, both),
Gesetz zu den beiden IAEA-Übereinkommen vom 16. Mai 1989 (BGBl. II 1989, Nr. 18),
in Kraft für Deutschland seit 15. Oktober 1989 (BGBl. II 1993, Nr. 34)
Benachrichtigungsabkommen: 86 Vertragsparteien (10/00), Hilfeleistungsabkommen:
82 Vertragsparteien (10/00)

1E-7 Übereinkommen über nukleare Sicherheit vom 20. September 1994 (Convention on Nuclear Safety (INFCIRC/449), entry into force 24 Oktober 1996)
Gesetz dazu vom 7. Januar 1997 (BGBl. II 1997, Nr. 2)
in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl. II 1997, Nr. 14)
53 Vertragsparteien (1/00)

1E-8 Gemeinsames Übereinkommen vom 5. September 1997 über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Übereinkommen über nukleare Entsorgung) (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, not yet in force),
Gesetz hierzu vom 13. August 1998 (BGBl. II 1998, Nr. 31)
23 Vertragsparteien (1/01)

1E-9 Vertrag vom 1. Juli 1968 über die Nichtverbreitung von Kernwaffen, (Atomwaffensperrvertrag), (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (INFCIRC/140), entry into force 5th March 1970)
Gesetz dazu vom 4. Juni 1974 (BGBl. II 1974, S. 785)
in Kraft für Deutschland seit 2. Mai 1975 (BGBl. II 1976, S. 552),
Verlängerung des Vertrages auf unbegrenzte Zeit am 11. Mai 1995 (BGBl. II 1995, S. 984)
187 Vertragsparteien (6/99)

1E-10 Übereinkommen vom 5. April 1973 zwischen dem Königreich Belgien, dem Königreich Dänemark, der Bundesrepublik Deutschland, Irland, der Italienischen Republik, dem Großherzogtum Luxemburg, dem

noch **Anhang 4**

Königreich der Niederlande, der Europäischen Atomgemeinschaft und der Internationalen Atomenergie-Organisation in Ausführung von Artikel III Absätze 1 und 4 des Vertrages vom 1. Juli 1968 über die Nichtverbreitung von Kernwaffen (Verifikationsabkommen), (INFCIRC/193), entry into force for all parties 21st February 1977
Gesetz hierzu vom 4. Juni 1974 (BGBl. II 1974, S. 794),
Ausführungsgesetz hierzu vom 7. Januar 1980 (BGBl. I 1980, S. 17), zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 1993 (BGBl. I 1993, S. 2378)
Zusatzprotokoll vom 22. September 1998,
Gesetz zum Zusatzprotokoll vom 22. September 1998 vom 29. Januar 2000
(BGBl. I 2000, Nr. 4)
Ausführungsgesetz zum Verifikationsabkommen und zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl. I 2000, Nr. 5)

Haftung

1E-11 Übereinkommen vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie (Pariser Atomhaftungs-Übereinkommen) ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 (BGBl. II 1976, S. 310), (Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy (Paris Convention), as amended, entry into force 1st April 1968)
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl. II 1975, S. 957), geändert durch Gesetz vom 9. Juni 1980 (BGBl.II 1980, S. 721),
in Kraft für Deutschland seit 30. September 1975 (BGBl. II 1976, S. 308),
Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 der Neufassung des Pariser Atomhaftungs-Übereinkommens mit Berücksichtigung der Änderungen durch das Protokoll vom 16. November 1982 (BGBl.II 1985, S. 963),
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl. II 1989, S. 144)

1E-12 Zusatzübereinkommen vom 31. Januar 1963 zum Pariser Übereinkommen vom 29. Juli 1960 (Brüsseler Zusatzübereinkommen), ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 (BGBl. II 1976, S. 310), (Convention Supplementary to the Paris Convention of 29th July 1960 on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy (Brussels Supplementary Convention), entry into force 4th December 1974)
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl. II 1975, S. 957), geändert durch Gesetz vom 9. Juli 1980 (BGBl.II 1980, S. 721),
in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl. II 1976, S. 308),
Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 der Neufassung des Brüsseler Zusatzübereinkommens mit Berücksichtigung der Änderungen durch das Protokoll vom 16. November 1982 (BGBl. II 1985, S. 963),
in Kraft für Deutschland seit 1. August 1991 (BGBl. II 1995, S. 657)

1E-13 Protokolle vom 16. November 1982 zur Änderung des Pariser Atomhaftungs-Übereinkommens vom 29. Juli 1960 in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964 und des Brüsseler Zusatzübereinkommens vom 31. Januar 1963 in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964
Gesetz hierzu vom 21. Mai 1985 (BGBl. II 1985, S. 690)

1E-14 Convention on Supplementary Compensation for Nuclear Damage of 12th September 1997, not yet in force 13 Signatarstaaten (6/99)

1E-15 Abkommen zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Schweizerischen Eidgenossenschaft über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie vom 22. Oktober 1986,
Gesetz dazu vom 28. Juni 1988 (BGBl. II 1988, S. 598),
in Kraft für Deutschland seit 21. September 1988 (BGBl. II 1988, S. 955)

1F Recht der Europäischen Union

Verträge, Allgemeines

1F-1 Vertrag vom 25. März 1957 zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft **(EURATOM)** in der Fassung des Vertrages über die Europäische Union vom 7. Februar 1992, geändert durch den Beitrittsvertrag vom 24. Juni 1994 in der Fassung des Beschlusses vom 1. Januar 1995 (BGBl. II 1957, S. 753, 1014, 1678; BGBl. II 1992, S. 1251, 1286; BGBl. II 1993, S. 1947; BGBl. II 1994, S. 2022; ABl.EG 1995, Nr. L1), der Vertrag ist in seiner ursprünglichen Fassung am 1. Januar 1958 in Kraft getreten (BGBl. II 1958 S. 1), die

noch **Anhang 4**

Neufassung trat am 1. November 1993 in Kraft (BGBl. II 1993 S. 1947), Berichtigung der Übersetzung des EURATOM-Vertrages vom 13. Oktober 1999 (BGBl.II 1999, Nr. 31)

1F-2 Verifikationsabkommen siehe [1E-10]

1F-3 Verordnung (EURATOM) 3227/76 der Kommission vom 19. Oktober 1976 zur Anwendung der Bestimmungen der EURATOM-Sicherungsmaßnahmen
(ABl. EG 1976, Nr. L363), geändert durch Verordnung EURATOM 2130/93 der Kommission vom 27. Juli 1993 (ABl.EG 1993, Nr. L191)

1F-4 Bekanntmachung über die Meldung an die Behörden der Mitgliedsstaaten auf dem Gebiet der Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79 Abs. 2 des EURATOM-Vertrages vom 12. August 1991 (BAnz. Nr. 158)

1F-7 Agreement for Co-operation in the Peaceful Uses of Nuclear Energy between EURATOM and the United States of America, signed on 29th March, 1996 (ABl.EG 1996, Nr. L120) in Kraft seit 12. April 1996
Hinweis: Laufzeit 30 Jahre, Nachfolgevereinbarung für ein entsprechendes Abkommen, das 35 Jahre in Kraft war, Basis für den Handel mit Nuklearmaterial und Ausrüstung

1F-10 Empfehlung 2000/473/EURATOM der Kommission vom 8. Juni 2000 zur Anwendung des Artikels 36 des EURATOM-Vertrages zur Überwachung des Radioaktivitätsgehaltes der Umwelt zur Ermittlung der Exposition der Gesamtbevölkerung (ABl. EG 2000, Nr. L191)

1F-11 Empfehlung 91/4/EURATOM der Kommission vom 6. Dezember 1999 betreffend die Anwendung von Artikel 37 des EURATOM-Vertrages (ABl. EG 1999, Nr. L324)

1F-12 Richtlinie 85/337/EWG des Rates vom 27. Juni 1985 über die Umweltverträglichkeitsprüfung bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (ABl. EG 1985, Nr. L??),
Gesetz hierzu („Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung“) vom 12. Februar 1990 (BGBl.I 1990, S. 205), zuletzt geändert durch das 6. Überleitungsgesetz vom 25. September 1990 (BGBl. I 1990, S. 2106)

1F-13 Richtlinie 97/11/EG des Rates vom 3. März 1997 zur Änderung der Richtlinie 85/337/EWG über die Umweltverträglichkeitsprüfung bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (ABl. EG 1997, Nr. L73) „UVP-Änderungsrichtlinie“, derzeit in der Umsetzung

1F-14 Richtlinie 90/313/EWG des Rates vom 7. Juni 1990 über den freien Zugang zu Informationen über die Umwelt (ABl. EG 1990, Nr. L158)
Gesetz hierzu („Umweltinformationsgesetz – UIG“) vom 8. Juli 1994
(BGBl. I 1994, Nr. 42)

- Verordnung über Gebühren für Amtshandlungen der Behörden des Bundes beim Vollzug des Umweltinformationsgesetzes (Umweltinformationsgebührenverordnung) vom 7. Dezember 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 88)

1F-15 Richtlinie 98/34/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 über ein Informationsverfahren auf dem Gebiet der Normen und technischen Vorschriften (ABl. EG 1998, Nr. L204)

1F-16 Richtlinie 98/37/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 zur Angleichung der Rechts- und Verwaltungsvorschriften der Mitgliedstaaten für Maschinen (ABl. EG 1998, Nr. L207)

Strahlenschutz

1F-17 Empfehlung 91/444/EURATOM der Kommission vom 26. Juli 1991 zur Anwendung von Artikel 33 des EURATOM-Vertrages (ABl.EG 1991, Nr. L238)

1F-18 Richtlinien des Rates, mit denen die Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen festgelegt wurden (EURATOM-Grundnormen)

- Richtlinie vom 2. Februar 1959 (ABl. EG 1959, Nr. 11),
- Richtlinie vom 5. März 1962 (ABl. EG 1962, S. 1633/62),
- Richtlinie 66/45/EURATOM (ABl. EG 1966, Nr. 216),
- Richtlinie 76/579/EURATOM vom 1. Juni 1976 (ABl. EG 1976, Nr. L187),
- Richtlinie 79/343/EURATOM vom 27. März 1977 (ABl. EG 1979, Nr. L83),
- Richtlinie 80/836/EURATOM vom 15. Juli 1980 (ABl. EG 1980, Nr. L246),

noch **Anhang 4**

- Richtlinie 84/467/EURATOM vom 3. September 1984 (ABl. EG 1984, Nr. L265),
- Neufassung mit Berücksichtigung der ICRP 60 in Richtlinie 96/29/EURATOM vom 13. Mai 1996 (ABl. EG 1996, Nr. L159)

Hinweis: gemäß Artikel 55 der Richtlinie 96/29/EURATOM haben die Mitgliedstaaten die erforderlichen Rechts- und Verwaltungsvorschriften zur Erfüllung dieser Richtlinie bis zum 13. März 2000 zu erlassen. Die aufgeführten Richtlinien von 1959 bis 1984 werden gemäß Artikel 56 der Richtlinie 1996 mit Wirkung vom 13. Mai 2000 aufgehoben.
Umsetzung in der Strahlenschutzverordnung ist praktisch abgeschlossen, ein Teil der EU-Vorschriften gilt bereits direkt (7/01)

1F-19 Mitteilung der Kommission zur Durchführung der Richtlinien des Rates 80/836/EURATOM und 84/467/EURATOM (ABl. EG 1985, Nr. C347)

1F-20 Richtlinie 90/641/EURATOM des Rates vom 4. Dezember 1990 über den Schutz externer Arbeitskräfte, die einer Gefährdung durch ionisierende Strahlung bei Einsatz im Kontrollbereich ausgesetzt sind (ABl. EG 1990, Nr. L349)

1F-21 Richtlinie 94/33/EG des Rates vom 22. Juni 1994 über Jugendarbeitsschutz
(ABl. EG 1994, Nr. L216)

Radiologische Notfälle

1F-28 Entscheidung 87/600/EURATOM des Rates vom 14. Dezember 1987 über Gemeinschaftsvereinbarungen für den beschleunigten Informationsaustausch im Fall einer radiologischen Notstandssituation (ABl. EG 1987, Nr. L371)

1F-29 Richtlinie 89/618/EURATOM des Rates vom 27. November 1989 über die Unterrichtung der Bevölkerung über die bei einer radiologischen Notstandssituation geltenden Verhaltensmaßregeln und zu ergreifenden Gesundheitsschutz-maßnahmen (ABl. EG 1989, Nr. L357)

- Mitteilung der Kommission betreffend die Durchführung der Richtlinie 89/618/EURATOM (ABl. EG 1991, Nr. C103)

1F-30 Verordnungen zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Fall eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation:

- Ratsverordnung (EURATOM) 3954/87 vom 22. Dezember 1987
  (ABl. EG 1987, Nr. L371) geändert durch Ratsverordnung (EURATOM) 2218/89 vom 18. Juli 1989
  (ABl. EG 1989, Nr. L211),
- Kommissionsverordnung (EURATOM) 944/89 vom 12. April 89
  (ABl. EG 1989, Nr. L101),
- Kommissionsverordnung (EURATOM) 770/90 vom 29. März 1990
  (ABl. EG 1990, Nr. L83)

1F-31 Ratsverordnung (EWG) 2219/89 vom 18. Juli 1989 über besondere Bedingungen für die Ausfuhr von Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (ABl.EG 1989, Nr. L211)

1F-32 Ratsverordnung (EWG) 3955/87 vom 22. Dezember 1987 über die Einfuhrbedingungen für landwirtschaftliche Erzeugnisse mit Ursprung in Drittländern nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl (ABl. EG 1987, Nr. L371),

- Verordnung (EWG) 1983/88 der Kommission vom 5. Juli 1988 mit Durchführungsbestimmungen zu der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1988, Nr. L174),
- Verordnung (EWG) 4003/89 des Rates vom 21. Dezember 1989 zur Änderung der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1989, Nr. L382),
- Verordnung (EWG) 737/90 des Rates vom 22. März 1990 zur Ergänzung der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1990, Nr. L82),
- Verordnung (EG) 686/95 des Rates zur Verlängerung der Verordnung (EWG) 737/90 (ABl. EG 1995, Nr. L71),
- Verordnungen der Kommission zur Festlegung einer Liste von Erzeugnissen die von der Durchführung der Verordnung (EWG) 737/90 des Rates über die Einfuhrbedingungen für landwirtschaftliche Erzeug-

nisse mit Ursprung in Drittländern nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl ausgenommen sind,

– Verordnung (EWG) 146/91 vom 22. Januar 1991 (ABl. EG 1991, Nr. L17),
– Verordnung (EWG) 598/92 vom 9. März 1992 (ABl. EG 1992, Nr. L64),
– Verordnung (EWG) 1518/93 vom 21. Juni 1993 (ABl. EG 1993, Nr. L150),
– Verordnung (EG) 3034/94 vom 13. Dezember 1994 (ABl. EG 1994, Nr. L321)

2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften

2-1 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990 (BAnz. 1990, Nr. 64a), in Überarbeitung

2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 62 Abs. 2 Strahlenschutzverordnung (AVV Strahlenpaß) vom 3. Mai 1990 (BAnz. 1990, Nr. 94a), in Überarbeitung

2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBl. 1995, Nr. 32)

2-4 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Meß- und Informationssytem nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz (AVV-IMIS) vom 27. September 1995 (BAnz. 1995, Nr. 200a)

3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums

3-1 Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21. Oktober 1977 (BAnz. 1977, Nr. 206)

3-2 Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal vom 14. April 1993 (GMBl. 1993, Nr. 20)

3-4 Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke vom 27. April 1976 (GMBl. 1976, S. 199)

3-5 Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26. Juli 1976 (GMBl. 1976, S. 418)

3-6 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierten Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände vom 13. September 1976 (BAnz. 1976, Nr. 179)

3-7-1 Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI) vom 20. Oktober 1982 (BAnz. 1983, Nr. 6a)

3-7-2 Zusammenstellung der zur bauaufsichtlichen Prüfung kerntechnischer Anlagen erforderlichen Unterlagen vom 6. November 1981 (GMBl. 1981, S. 518)

3-8 Grundsätze für die Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige vom 29. Oktober 1981 (GMBl. 1981, S. 517)

3-9-1 Grundsätze zur Dokumentation technischer Unterlagen durch Antragsteller /Genehmigungsinhaber bei Errichtung, Betrieb und Stillegung von Kernkraftwerken vom 19. Februar 1988 (BAnz. 1988, Nr. 56)

3-9-2 Anforderungen an die Dokumentation bei Kernkraftwerken vom 5. August 1982 (GMBl. 1982, S. 546)

3-12 Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte vom 11. Juni 1975 (Umwelt 1975, Nr. 43)

noch **Anhang 4**

3.13 Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20. April 1983 (GMBl. 1983, S. 220)

3.15 1. Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 9. August 1999
(GMBl. 1999, Nr. 28/29), in Überarbeitung

2. Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden vom 9. August 1999
(GMBl. 1999, Nr. 28/29), in Überarbeitung

3-23 Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 30. Juni 1993 (GMBl. 1993, Nr. 29) , in Überarbeitung

3-23-2 ergänzt um die Anhänge B und C vom 20. Dezember 1995 (GMBl. 1996, Nr. 9/10)

3-24 Richtlinie über Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen vom 20. August 1996 (GMBl. 1996, Nr. 35), in Überarbeitung

3-25 Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke vom 19. März 1980
(BAnz. 1980, Nr. 58)

3-27 Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen vom 30. November 2000
(GMBl. 2001, S. 153)

3-31 Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27. Dezember 1976 (GMBl. 1977, S. 48)

3-32 Änderung der Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 18. Oktober 1977
(GMBl. 1977, S. 664)

3-33 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV
(Störfall-Leitlinien) vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)

Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a), Neufassung des Kapitels 4 „Berechnung der Strahlenexposition“ vom 29. Juni 1994 (BAnz. 1994, Nr. 222a) , in Überarbeitung
(zu § 45 StrlSchV: siehe Abteilung 2, Allgemeine Verwaltungsvorschrift)

3-34 Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15. Dezember 1983
(GMBl. 1984, S. 21)

3-36 Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen vom 10. Februar 1978
(Umwelt Nr. 61, 1978)
Hinweis: Neueres in 3.15!

3-37-1 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8. August 1984
(GMBl. 1984, S. 327), in Überarbeitung

3-38 Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 1. September 1993
(GMBl. 1993, Nr. 36)

3-39 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 23. April 1996
(GMBl. 1996, Nr. 26), in Überarbeitung

3-40 Richtlinie über die Fachkunde im Strahlenschutz vom 17. September 1982
(GMBl. 1982, S. 592), in Überarbeitung

noch **Anhang 4**

3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken vom 1. Juni 1978
(GMBl. 1978, S. 342), in Überarbeitung

3-42 Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen (§§ 62, 63, 63a StrlSchV; §§35, 35a RöV) vom 20. Dezember 1993
(GMBl. 1994, Nr. 7); in Überarbeitung

3-42-1 Richtlinie für die Ermittlung der Körperdosen bei innerer Strahlenexposition gemäß den §§ 63 und 63a der Strahlenschutzverordnung (Berechnungsgrundlage)
vom 13. März 1997 (BAnz. 1997, Nr. 122a), in Überarbeitung
Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor;

3-43 Teil I: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge vom 10. Juli 1978
(GMBl. 1978, S. 418), in Überarbeitung

3-43-1 Teil II: Die Strahlenschutzmaßnahmen während der Inbetriebsetzung und des Betriebs der Anlage vom 4. August 1981
(GMBl. 1981, S. 363), in Überarbeitung

3-44 Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5. Februar 1996
(GMBl. 1996, Nr. 9/10)

3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2. März 1984
(GMBl. 1984, S. 208)

3-50 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 17. Mai 1979 (GMBl. 1979, S. 161)
zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen
zu Sicherheitskriterium 8.5: Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitseinschluß

3-51 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 28. November 1979 (GMBl. 1980, S. 90)
zu Sicherheitskriterium 2.2: Prüfbarkeit
zu Sicherheitskriterium 2.3: Strahlenbelastung in der Umgebung
zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen
zu Sicherheitskriterium 2.7: Brand- und Explosionsschutz
ergänzende Interpretation zu Sicherheitskriterium 4.3: Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten

3-52-2 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (Stand 2/91), ersetzt durch die überarbeitete Fassung 12/97
Zusammenstellung der in den Meldekriterien verwendeten Begriffen (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (Stand 2/91)
Meldeformular zur Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (Stand (3/93)

3-54 Rahmenempfehlung für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken vom 6. Oktober 1980 (GMBl. 1980, S 577), in Überarbeitung

3-54-1 Empfehlung zur Berechnung der Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21. Januar 1983 (GMBl. 1983, S. 146)

3-57 Anforderungen an den Objektsicherungsdienst und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen der Sicherungskategorie I vom 8. April 1986
(GMBl. 1986, S. 242)

3-57-1 Die Richtlinie für die Überprüfung der Zuverlässigkeit von 1996 wurde durch die Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung vom 1. Juli 1999 ersetzt siehe (BGBl. I 1999, Nr. 35)

3-57-3 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter vom 6. Dezember 1995
(GMBl. 1996, Nr. 2) (ohne Wortlaut)

3-59 Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden vom 16.1.1989 (BAnz. 1989, Nr. 63a), letzte Ergänzung vom 14. Januar 1994
(BAnz. 1994, Nr. 19), in Überarbeitung

noch **Anhang 4**

3-61 Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10. Dezember 1990
(GMBl. 1991, S. 56), in Überarbeitung

3.62 Richtlinie über Maßnahmen für den Schutz von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen zugangsberechtigter Einzelpersonen vom 28. Januar 1991
(GMBl. 1991, S. 228)

3-65 Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse für verantwortliches Schichtpersonal in Kernkraftwerken –Anerkennungskriterien – Stand 18. April 1989 (nicht veröffentlicht), Aktualisierung vom 10. Oktober 1994 (nicht veröffentlicht)

3-66 Meldung an die Behörden der Mitgliedstaaten auf dem Gebiet der Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79 Abs. 2 des EURATOM-Vertrages
vom 12. August 1991 (BAnz. 1991, Nr. 158)

3-67 Richtlinie über Anforderungen an Personendosismeßstellen nach Strahlenschutz- und Röntgenverordnung vom 26. April 1994 (GMBl. 1994, Nr. 33), in Überarbeitung
Richtlinie für die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz

3-69 Teil I: Meßprogramm für den Normalbetrieb (Routinemeßprogramm) vom 28. Juli 1994 (GMBl. 1994, Nr. 32), in Überarbeitung

3-69-2 Teil II: Meßprogramm für den Intensivbetrieb (Intensivmeßprogramm) vom 19. Januar 1995 (GMBl. 1995, Nr. 14), in Überarbeitung

3.71 Richtlinie für die Fachkunde von verantwortlichen Personen in Anlagen zur Herstellung von Brennelementen für Kernkraftwerke vom 30. November 1995
(GMBl. 1996, Nr. 2)

3-72 Richtlinie über Anforderungen an Inkorporationsmeßstellen vom 30. September 1996 (GMBl. 1996, Nr. 46), in Überarbeitung

3-73 Leitfaden zur Stillegung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes vom 14. Juni 1996 (BAnz. 1996, Nr. 211a), in Überarbeitung

Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung

3.74.1 – Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsprüfung für Kernkraftwerke
– Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse
– Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse
Bekanntmachung vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

3.74.2 – Leitfaden Deterministische Sicherungsanalyse
Bekanntmachung vom 25. Juni 1998 (BAnz. 1998, Nr. 153)

4 Empfehlungen der RSK

4-1 RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nr. 69a) mit den Änderungen in Abschn. 21.1 (BAnz 1984, Nr. 104), in Abschn. 21.2 (BAnz 1983, Nr. 106) und in Abschn. 7 (BAnz 1996, Nr. 158a) mit Berichtigung (BAnz 1996, Nr. 214) und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom 24. Januar 1979 (BAnz. 1979, Nr. 167a)

Anhang 1: Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten anzuwenden ist

Anhang 2: Rahmenspezifikation Basissicherheit; Basissicherheit von druckführenden Komponenten: Behälter, Apparate, Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen (ausgenommen: Einbauteile, Bauteile zur Kraftübertragung und druckführende Wandungen < DN 50)

noch **Anhang 4**

5. Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
	1000 KTA-interne Verfahrensregeln					
	1100 Begriffe und Definitionen (Begriffesammlung der KTA-GS)	1/96	–	6/91	–	–
	1200 Allgemeines, Administration, Organisation					
1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch	6/98	172 a 15.09.98	2/78; 3/81; 12/85	12.06.90	+
1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch	6/84	191 a 09.10.84 Beilage 51/84	–	14.06.94	+
	1300 Radiologischer Arbeitsschutz					
1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/84	40 a 27.02.85	–	14.06.94	+
1301.2	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 2: Betrieb	6/89	158 a 24.08.89 Berichtigung 118 29.06.91	6/82	14.06.94	+
	1400 Qualitätssicherung					
1401	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	6/96	216 a 19.11.96	2/80; 12/87		+
1404	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	6/89	158 a 24.08.89	–	14.06.94	+
1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 1: Eignungsprüfung	6/85	203 a 29.10.85	–	11.06.96	+
1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 2: Herstellung	6/85	203 a 29.10.85 Berichtigung 229 10.12.86	–	11.06.96	+
1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	6/85	203 a 29.10.85	–	11.06.96	+
	1500 Strahlenschutz und Überwachung					
1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	6/91	7 a 11.01.92	10/77	11.06.96[1)]	–

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
1502.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor	6/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 195 15.10.88	–	11.06.96	+
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor	6/89	229 a 07.12.89	–	–	+
1503.1	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb	6/93	211 a 09.11.93	2/79	–	–
1503.2	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen	6/99	243 b 23.12.99	–	–	–
1503.3	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der nicht mit der Kaminluft abgeleiteten radioaktiven Stoffe	6/99	243 b 23.12.99	–	–	–
1504	Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser	6/94	238 a 20.12.94 Berichtigung 216 a 19.11.96	6/78	–	–
1506	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken	6/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 229 10.12.86	–	11.06.96	+
1507	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	6/98	172 a 15.09.98	3/84	–	–
1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	9/88	37 a 22.02.89	–	15.06.93	+
	2100 Gesamtanlage					
2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes	12/85	33 a 18.02.86	–	–	+
2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	6/89	229 a 07.12.89	–	14.06.94 1)	+
	2200 Einwirkungen von außen					
2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	6/90	20 a 30.01.91	6/75	13.06.95	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr.	vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	6/89	229 a	07.12.89	–	14.06.94[1)]	+
	2200 Einwirkungen von außen						
2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	6/90	20 a	30.01.91	6/75	13.06.95	+
2201.2	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	6/90	20 a	30.01.91	11/82	13.06.95	+
2201.4	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile	6/90	20 a Berichtigung 115	30.01.91 25.06.96	–	13.06.95	+
2201.5	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentierung	6/96	216 a	19.11.96	6/77; 6/90	–	+
2201.6	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	6/92	36 a	23.02.93	–	10.06.97	+
2206	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen	6/00	159 a	24.08.00	6/92	–	–
2207	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	6/92	36 a	23.02.93	6/82	–	+
	2500 Bautechnik						
2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	9/88	37 a	22.02.89	–	14.06.94	+
2502	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	20 a	30.01.91	–	13.06.95	+
	3000 Systeme allgemein						
	3100 Reaktorkern und Reaktorregelung						
3101.1	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	2/80	92	20.05.80	–	13.06.95	+
3101.2	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	12/87	44 a	04.03.88	–	10.06.97	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(3102.1)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	6/78	189 a 06.10.78 Beilage 23/78	–	20.09.88	+
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	6/83	194 14.10.83 Beilage 47/83	–	20.09.88	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3; Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	3/81	136 a 28.07.81 Beilage 24/81	–	11.06.91	+
(3102.4)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 4: Thermohydraulisches Berechnungsmodell für stationäre und quasistationäre Zustände im Kugelhaufen	11/84	40 a 27.02.85 Berichtigung 124 07.07.89	–	27.06.89	+
(3102.5)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernauslegung des Kugelhaufenreaktors	6/86	162 a 03.09.86	–	11.06.91	+
3103	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	3/84	145 a 04.08.84 Beilage 39/84	–	14.06.94	+
3104	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80 Beilage 1/80	–	14.06.94	+
	3200 Primär- und Sekundärkreis					
3201.1	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	6/98	170 a 11.09.98	2/79; 11/82; 6/90	–	+
3201.2	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/96	216 a 19.11.96	10/80; 3/84	–	+
3201.3	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 3: Herstellung	6/98	219 a 20.11.98	10/79; 12/87	–	+
3201.4	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/99	200 a 22.10.99	6/82; 6/90	–	–
3203	Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren	3/84	119 a 29.06.84 Beilage 33/84	–	13.06.95	+
3204	Reaktordruckbehälter-Einbauten	6/98	236 a 15.12.98	3/84	–	–
3205.1	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreiskomponenten in Leichtwasserreaktoren	6/91	118 a 30.06.92 Berichtigung 111 17.06.94	6/82	–	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr.	vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3205.2	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95	+
3205.3	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen	6/89	229 a Berichtigung 111	07.12.89 17.06.94	–	14.06.94	+
3211.1	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe	6/00	194 a	14.10.00	6/91	–	–
3211.2	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/92	165 a Berichtigung 111	03.09.93 17.06.94	–	–	+
3211.3	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	6/90	41 a	28.02.91	–	10.06.97	–
3211.4	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/96	216 a	19.11.96	–	–	–
	3300 Wärmeabfuhr						
3301	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren[2)]	11/84	40 a	27.02.85	–	14.06.94	+
3303	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95	+
	3400 Sicherheitseinschluß						
3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	9/88	37 a	22.02.89	6/80; 11/82	15.06.93	–
3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/85	203 a	29.10.85	6/80	13.06.95	+
3401.3	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 3: Herstellung	11/86	44 a	05.03.87	10/79	10.06.97	+
3401.4	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen	6/91	7 a	11.01.92	3/81	11.06.96	–
3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Personenschleusen	11/76	38	24.02.77	–	14.06.94	+
3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	10/80	44 a Beilage 6/81	05.03.81	11/76	11.06.96	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr.	vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicherheitsbehälter	9/88	37 a Berichtigung 119	22.02.89 30.06.90		15.06.93	+
3405	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode	2/79	133 a Beilage 27/79	20.07.79	–	14.06.94	+
3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	6/91	113 a	23.06.92	–	11.06.96	+
3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen	6/79	137	26.07.79	–	14.06.94	+
3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage	6/89	229 a	07.12.89	–	14.06.94	+
	3500 Instrumentierung und Reaktorschutz						
3501	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	6/85	203 a	29.10.85	3/77	13.06.95	+
3502	Störfallinstrumentierung	6/99	243 b	23.12.99	11/82; 11/84	–	–
3503	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems	11/86	93 a	20.05.87	6/82	10.06.97	+
3504	Elektrische Antriebe des Sicherheits-systems in Kernkraftwerken	9/88	37 a	22.02.89	–	15.06.93	–
3505	Typprüfung von Meßwertgebern und Meßumformern des Reaktorschutzsystems	11/84	40 a	27.02.85	–	10.06.97	+
3506	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/84	40 a	27.02.85	–	10.06.97	+
3507	Werksprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems	11/86	44 a	05.03.87	–	11.06.96	+
	3600 Aktivitätskontrolle und -führung						
3601	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95[1)]	–
3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuerelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a	28.02.91	6/82; 6/84	13.06.95	–
3603	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	6/91	7 a	11.01.92	2/80	11.06.96[1)]	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3604	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	6/83	194 14.10.83 Beilage 47/83	–	14.06.94	+
3605	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/89	229 a 07.12.89	–	14.06.94	+
	3700 Energie- und Medienversorgung					
3701	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	3701.1 (6/78) 3701.2 (6/82) 6/97	–	–
3702	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken	6/00	159 a 24.08.00	3702.1 (6/88) 3702.2 (6/91)	–	–
3703	Notstromanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/86	–	–
3704	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/84	–	–
3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	9/88	–	–
3706	Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	6/00	159 a 24.08.00	–	–	–
	3900 Systeme, sonstige					
3901	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	3/81	136 a 28.07.81 Beilage 24/81 Berichtigung 155 22.08.81	3/77	11.06.96	+
3902	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/75; 6/78; 11/83; 6/92	–	–
3903	Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/82; 6/93	–	–
3904	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken	9/88	37 a 22.02.89	–	15.06.93	+

noch **Anhang 4**

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3905	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	6/99	200 a 22.10.99	–	–	–

( ) HTR-Regel, die nicht mehr in die Überprüfung gemäß Abschnitt 5.2 der Verfahrensordnung des KTA einbezogen und nicht mehr über die Carl Heymanns Verlag KG beziehbar ist.

[1] In dieser Regel wurden gleichzeitig die HTR-Festlegungen gestrichen.

[2] Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 „Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)“ beschlossen.

Druck: MuK. Medien- und Kommunikations GmbH, Berlin
Vertrieb: Bundesanzeiger Verlagsgesellschaft mbH, Postfach 13 20, 53003 Bonn, Telefon: 02 28 / 3 82 08 40, Telefax: 02 28 / 3 82 08 44
ISSN 0722-8333